



## Grundlæggende helsefysiske begreber og principper

Jensen, Per Hedemann

*Publication date:*  
1992

*Document Version*  
Publisher's PDF, also known as Version of record

[Link back to DTU Orbit](#)

*Citation (APA):*  
Jensen, P. H. (1992). *Grundlæggende helsefysiske begreber og principper*. Risø National Laboratory. Denmark. Forskningscenter Risoe. Risoe-R No. 646(DA)

---

### General rights

Copyright and moral rights for the publications made accessible in the public portal are retained by the authors and/or other copyright owners and it is a condition of accessing publications that users recognise and abide by the legal requirements associated with these rights.

- Users may download and print one copy of any publication from the public portal for the purpose of private study or research.
- You may not further distribute the material or use it for any profit-making activity or commercial gain
- You may freely distribute the URL identifying the publication in the public portal

If you believe that this document breaches copyright please contact us providing details, and we will remove access to the work immediately and investigate your claim.

# Grundlæggende helsefysiske begreber og principper

**Per Hedemann Jensen**

**Forskningscenter Risø, Roskilde  
December 1992**

# **Grundlæggende helsefysiske begreber og principper**

**Per Hedemann Jensen**

**Forskningscenter Risø, Roskilde  
December 1992**

**Resumé** Denne rapport giver en kortfattet gennemgang af de grundlæggende principper og begreber inden for strålingsbeskyttelsen. Udgangspunktet er de seneste anbefalinger fra ICRP (1990) og de seneste vurderinger fra UNSCEAR (1988) af risikoen fra udsættelse af lave strålingsdoser.

Rapporten beskriver de fundamentale begreber vedrørende ioniserende strålingsvekselvirkning med stof udtrykt ved dosisstørrelserne kerma, absorberet dosis og eksponering. Relationen til strålingsfeltstørrelser beskrives ved hjælp af de mikroskopiske og makroskopiske tværsnit for de forskellige vekselvirkningsprocesser, og metoder til beregning af strålingsdoser fra ekstern og intern strålingsudsættelse præsenteres. Endvidere beskrives de skadelige virkninger af udsættelse for ioniserende stråling ved de såkaldte deterministiske og stokastiske skader. Endelig beskrives principperne for strålingsbeskyttelse, der for en praksis omfatter retfærdiggørelse af praksis, optimering af beskyttelsesforanstaltningerne og overholdelse af dosisgrænser, og som for intervention omfatter retfærdiggørelse af indgreb og optimering af beskyttelsen ved indgreb.

Rapporten kan bruges som baggrundsmateriale for undervisning i helsefysik, bl.a. for DTH-studerende, der udfører reaktorfysiske og helsefysiske øvelser ved Risø's reaktor DR 1.

ISBN 87-550-1832-7

ISSN 0106-2840

Print: Pitney Bowes Management Services Danmark A/S, 2007

# Indhold

|  |    |
|--|----|
| <b>Forord</b>                                    | 5  |
| <b>1 Indledning</b>                              | 7  |
| <b>2 Begreber og enheder</b>                     | 7  |
| 2.1 Aktivitet                                    | 7  |
| 2.2 Energioverførsel og energiafsættelse i stof  | 8  |
| 2.2.1 Overført energi og afsat energi            | 8  |
| 2.2.2 Kerma                                      | 10 |
| 2.2.3 Absorberet dosis                           | 12 |
| 2.2.4 Eksponering                                | 13 |
| 2.3 Strålingskvalitet                            | 15 |
| 2.3.1 Kvalitetsfaktor                            | 15 |
| 2.3.2 Strålingsvægtfaktor                        | 15 |
| 2.4 Ækvivalent dosis                             | 16 |
| 2.5 Effektiv dosis                               | 17 |
| 2.6 Kollektiv dosis                              | 18 |
| <b>3 Ekstern og intern bestråling</b>            | 19 |
| 3.1 Ekstern bestråling                           | 19 |
| 3.1.1 Afskærmning for ekstern stråling           | 19 |
| 3.1.2 Bestemmelse af ekstern dosis               | 22 |
| 3.2 Intern bestråling                            | 24 |
| 3.2.1 Optagelse i organismen                     | 24 |
| 3.2.2 Udskillelse fra organismen                 | 24 |
| 3.2.3 Committet dosis                            | 25 |
| 3.2.4 Bestemmelse af aktivitetsindtag            | 25 |
| <b>4 Strålingsbiologi</b>                        | 27 |
| 4.1 Deterministiske skader                       | 27 |
| 4.1.1 Dosisrespons                               | 27 |
| 4.1.2 Tærskeldoser for deterministiske skader    | 29 |
| 4.2 Stokastiske skader                           | 29 |
| 4.2.1 Dosisrespons                               | 30 |
| 4.2.2 Risikofaktorer for stokastiske skader      | 30 |
| <b>5 Strålingsbeskyttelsesprincipper</b>         | 31 |
| 5.1 Beskyttelsesprincipper for en praksis        | 31 |
| 5.1.1 Retfærdiggørelse                           | 32 |
| 5.1.2 Optimering                                 | 32 |
| 5.1.3 Dosisgrænser                               | 33 |
| 5.1.4 Sekundære grænseværdier (ALI)              | 34 |
| 5.1.5 Afledt luftkoncentration (DAC)             | 35 |
| 5.1.6 Afledte grænser for overfladekontamination | 37 |
| 5.2 Beskyttelsesprincipper for intervention      | 39 |
| 5.2.1 Erhvervsmæssigt strålingsudsatte           | 40 |
| 5.2.2 Befolkningen                               | 40 |
| <b>Litteratur</b>                                | 42 |



# Forord

Denne rapport er udarbejdet som baggrundsmateriale for undervisning i helsefysik, bl.a. for DTH-studerende, der udfører reaktorfysiske og helsefysiske øvelser ved Risø's reaktor DR 1. Rapporten giver en kortfattet gennemgang af strålingsfysikken bag de tre grundlæggende dosisbegreber, kerma, absorberet dosis og eksponering. Der er her anvendt den samme terminologi, som er defineret af den internationale kommission for strålingsenheder og målinger, ICRU. SI-enheder anvendes gennemgående i rapporten, men også andre enheder er anvendt, bl.a. den gamle enhed for eksponering, røntgen. Metoder til beregning af strålingsdoser fra både ekstern og intern bestråling, herunder brug af strålingsafskærmning, gennemgås i rapporten.

FN's videnskabelige komité for virkningerne af udsættelse for ioniserende stråling, UNSCEAR, gav i sin 1988-rapport baggrunden for de seneste opgørelser af risikoen for strålingsbetingede stokastiske skader i form af cancer og genetiske skader, som er fremkommet på grundlag af de opdaterede dosimetridata (DS86) fra Hiroshima og Nagasaki undersøgelsen. Disse seneste strålingsbiologiske data er beskrevet i rapporten, og det illustreres, hvorledes risikoen fra en given strålingsudsættelse kan beregnes og tolkes. Deterministiske skader beskrives ligeledes i rapporten, og tærskeldoser for forskellige deterministiske skader angives.

Den internationale strålingsbeskyttelseskommision, ICRP, har i 1991 udsendt sine seneste generelle anbefalinger vedrørende strålingsbeskyttelse for normalsituationer (praksis) og for uheldssituationer (intervention). ICRP's anbefalinger og nye terminologi er resumeret i rapporten. Det drejer sig især om dosisgrænserne, som er blevet ændret i lyset af UNSCEAR's seneste risikovurderinger, og begreberne strålingsvægtfaktor, ækvivalent dosis og effektiv dosis. Sekundære og afledte størrelser gennemgås, og numeriske værdier for disse størrelser angives for udvalgte radionuklider.

*Risø, 22. december 1992*

*PER HEDEMANN JENSEN*





# 1 Indledning

I 1895 opdagede Wilhelm Röntgen den type elektromagnetisk stråling, der senere skulle få navnet røntgenstråling, og året efter opdagede Henri Becquerel den naturlige radioaktivitet.

Forskere og deres assistenter var de første, der som følge af deres arbejde med røntgenstråling og radioaktive stoffer fik strålingsskader. Man var på det tidspunkt ikke klar over vigtigheden af også at undgå mindre men mange gentagne strålingsudsættelser. Det var dengang almindeligt at holde en hånd op foran et tændt røntgenrør og konstatere, at det virkede ved at frembringe en knogleskygge på en fluorescerende skærm.

Det blev hurtigt klart, at røntgenstrålingen kunne have en skadelig virkning, og i 1902 fik en arbejder på en røntgenfabrik cancer i den ene hånd, formentlig som følge af gentagne bestrålinger af hænderne under afprøvningen af rørene. Becquerel bar i 1901 en ampul med et radiumpræparat i vestelommen og opdagede en rødmen af huden under ampullen. For at overbevise sig om, at der var tale om en strålingseffekt, gentog han "eksperimentet" flere gange med ampuller med og uden indhold af radium.

Der blev derfor tidligt gjort mange anstrengelser for at fastsætte normer for strålingsbeskyttelse, og i 1928 blev den internationale strålingsbeskyttelseskommision ICRP dannet. Et af de første forslag til en såkaldt tolerancedosis var en brøkdosis af den dosis, som gav rødfarvning af huden. ICRP foreslog i 1934 en værdi som i SI-enheder svarer til ca. 2 mSv pr. dag. Alle forslagene var baseret på den antagelse, at der var en tærskeldosis, hvorunder der ingen strålingsskade kunne ske.

I 1950'erne omtalte ICRP for første gang, at der kunne være risici forbundet med doser, der var lavere end de anbefalede dosisgrænser, men man anså risikoen for at være lille. Gennem de sidste 40 år har ICRP løbende revideret sine anbefalinger, senest i 1990, hvor ICRP sænkede dosisgrænserne i forhold til de hidtil gældende grænser fra 1977. Grunden hertil var, at de seneste resultater fra de epidemiologiske undersøgelser fra Hiroshima og Nagasaki har vist, at strålingsrisikoen er ca. tre gange større med hensyn til kræftskader end hidtil antaget.

## 2 Begreber og enheder

### 2.1 Aktivitet

Et radioaktivt stofs **aktivitet**,  $Q$ , er et mål for antallet af radioaktive henfald pr. tidsenhed i stoffet:

$$Q = \frac{dN}{dt} \quad (1)$$

hvor  $dN$  er den forventede værdi af antallet af spontane kerneomdannelser i tidsintervallet  $dt$ . SI-enheden for aktivitet er  $s^{-1}$ , som har fået navnet becquerel (Bq).

Har man  $M$  atomer af en radioaktiv isotop med halveringstiden  $T_{1/2}$ , udgør disse atomer en aktivitet på:

$$Q = \frac{\ln(2)}{T_{1/2}} \cdot M \quad (2)$$

1 gram af en isotop, som har massetallet  $A$  (atomvægten i gram), indeholder  $N_A/A$  atomer, hvor  $N_A = 6.02 \cdot 10^{23}$  atomer/mol er Avogadro's tal. Indsættes

$M = 6.02 \cdot 10^{23}/A$  i ligning (2), fås aktiviteten i ét gram radioaktive atomer, og denne størrelse kaldes den **specifikke aktivitet**,  $S$ , som har enheden Bq/g:

$$S = \frac{\ln(2)}{T_{1/2}} \cdot \frac{6.02 \cdot 10^{23}}{A} \quad (3)$$

### Eksempel 1

I gennemsnit indeholder det menneskelige legeme 140 gram kalium, hvoraf ca. 0.012 % er den radioaktive  $^{40}\text{K}$ , som har en halveringstid på 1.3 milliarder år. Hvor stor en  $^{40}\text{K}$ -aktivitet udgør disse 0.012 % ? Først beregnes den specifikke aktivitet for  $^{40}\text{K}$  til:

$$S = \frac{\ln(2)}{1.3 \cdot 10^9 \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600} \cdot \frac{6.02 \cdot 10^{23}}{40} = 2.55 \cdot 10^5 \text{ Bq} \cdot \text{g}^{-1}$$

De 0.012 % svarer til en vægtmængde på 0.017 gram  $^{40}\text{K}$ , og aktiviteten bliver derfor:

$$q = 0.017 \cdot 2.55 \cdot 10^5 \cong 4 \cdot 10^3 \text{ Bq } ^{40}\text{K}$$

Tabel 2.1 viser den specifikke aktivitet for en række udvalgte radionuklider.

Tabel 2.1. Halveringstid og specifik aktivitet for udvalgte radionuklider.

| Radionuklid       | Halveringstid          | S           |
|-------------------|------------------------|-------------|
| $^{235}\text{U}$  | $7.1 \cdot 10^8$ år    | 81.4 kBq/g  |
| $^{239}\text{Pu}$ | $2.4 \cdot 10^4$ år    | 2.3 GBq/g   |
| $^{14}\text{C}$   | $5.6 \cdot 10^3$ år    | 173.9 GBq/g |
| $^{226}\text{Ra}$ | $1.6 \cdot 10^3$ år    | 35.6 GBq/g  |
| $^{90}\text{Sr}$  | $2.8 \cdot 10^1$ år    | 5.4 TBq/g   |
| $^{137}\text{Cs}$ | $3.0 \cdot 10^1$ år    | 3.2 TBq/g   |
| $^3\text{H}$      | $1.2 \cdot 10^1$ år    | 366.3 TBq/g |
| $^{60}\text{Co}$  | $0.5 \cdot 10^1$ år    | 43.3 TBq/g  |
| $^{131}\text{I}$  | $0.8 \cdot 10^1$ dage  | 4.7 PBq/g   |
| $^{24}\text{Na}$  | $1.5 \cdot 10^1$ timer | 329.3 PBq/g |

## 2.2 Energioverførsel og energiafsættelse i stof

Til at beskrive resultatet af ioniserende strålings vekselvirkning med stof anvendes tre fundamentale fysiske størrelser: **kerma**, **absorberet dosis** og **eksponering**. Disse tre størrelser er ikke-stokastiske størrelser, men de defineres på grundlag af stokastiske størrelser, nemlig **overført energi** og **afsat energi**.

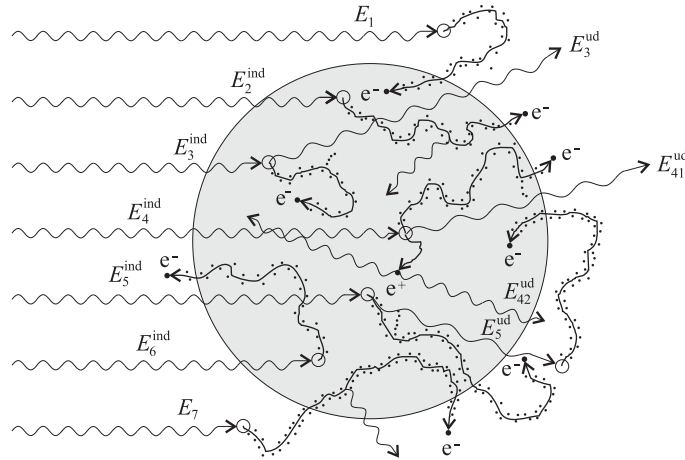
### 2.2.1 Overført energi og afsat energi

Ioniserende stråling afsætter sin energi som resultat af vekselvirkninger med atomerne i det stof, strålingen passerer. De to basale stokastiske mikrodosimetristørrelser er **overført energi**,  $\varepsilon_o$ , og **afsat energi**,  $\varepsilon_a$ . Den overførte energi,  $\varepsilon_o$  er for eksterne strålingsfelter kun defineret for indirekte ioniserende stråling (røntgen-, gamma- og neutronstråling), hvorimod  $\varepsilon_a$  er defineret for både direkte ( $\alpha$ -,  $\beta$ - og protonstråling) og indirekte ioniserende stråling.

Til illustration af hvorledes  $\varepsilon_o$  og  $\varepsilon_a$  bestemmes ved bestråling af et givet materiale med et endeligt volumen,  $V$ , betragtes et strålingsfelt bestående af fotoner:

Nogle af de indtrængende fotoner vekselvirker med atomerne i volumenet  $V$ , hvorved der frigøres elektroner (e). Disse elektroner vil under deres vej gennem

materialiet ionisere dette og derved frembringe ionpar. Nogle af elektronerne vil endvidere give anledning til bremsestråling ved vekselvirkning med stoffets atomkerner. Andre af de indtrængende fotoner kan ved vekselvirkning f.eks. danne elektron/positron par. Positronerne herfra vil annihilere og derved frembringe nye fotoner som vist på figur 2.1.



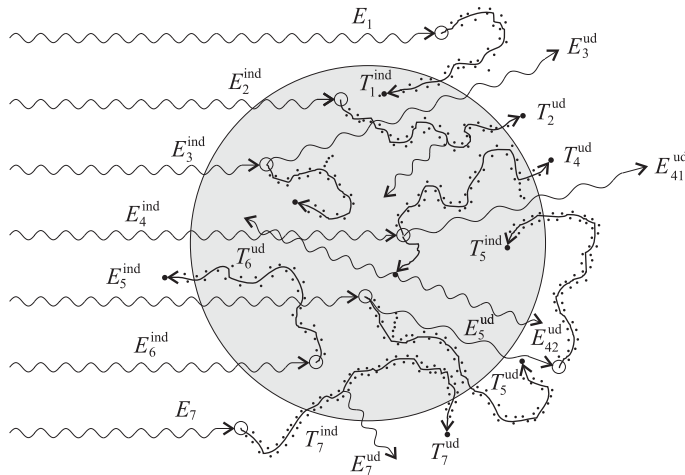
Figur 2.1. Overført energi til et volumen  $V$  fra et strålingsfelt bestående af fotoner.

Den overførte energi til volumen  $V$  defineres<sup>1</sup> som summen af de indtrængende fotoners energi,  $E_{\text{ind}}$ , minus summen af de udgående fotoners energi,  $E_{\text{ud}}$ :

$$\varepsilon_o = \sum E_{\text{ind}} - \sum E_{\text{ud}} \quad (4)$$

$\varepsilon_o$  beskriver således den energi, der ved vekselvirkning med stoffets atomer bliver overført til frigjorte elektroner, og den bliver derfor lig med elektronernes kinetiske energi i frigørelsesøjeblikket.

Den afsatte energi,  $\varepsilon_a$ , fra fotoner til volumen  $V$  kan, som vist på figur 2.2, beskrives ud fra tilsvarende betragtninger.



Figur 2.2. Afsat energi til et volumen  $V$  fra et strålingsfelt bestående af fotoner.

<sup>1</sup>Den eksakte definition af overført energi er:

$$\varepsilon_o = \sum E_{\text{ind}} - \sum E_{\text{ud}} + \sum Q$$

hvor  $\sum Q$  er summen af alle *ændringer* af hvilemassen af atomkerner og partikler i alle vekselvirkningsprocesserne, som sker i volumen  $V$  ( $m \rightarrow E$  (reduktion): positivt fortegn,  $E \rightarrow m$  (forøgelse): negativt fortegn)

Den kinetiske energi af de frigjorte elektroner ved fotonernes forskellige vekselvirkningsprocesser i og uden for  $V$  kaldes her  $T_{\text{ind}}$  og  $T_{\text{ud}}$  for henholdsvis indgående og udgående elektroner. Den afsatte energi til volumen  $V$ ,  $\varepsilon_a$ , defineres som summen af de indtrængende fotoners energi,  $E_{\text{ind}}$ , minus summen af de udgående fotoners energi,  $E_{\text{ud}}$ , plus summen af de indgående elektroners kinetiske energi,  $T_{\text{ind}}$ , minus summen af de udgående elektroners kinetiske energi,  $T_{\text{ud}}$ :

$$\varepsilon_a = \sum E_{\text{ind}} - \sum E_{\text{ud}} + \sum T_{\text{ind}} - \sum T_{\text{ud}} \quad (5)$$

$\varepsilon_a$  er altså den del af de sekundære partiklers kinetiske energi, som forbliver (absorberes) i volumen  $V$ , hvorimod  $\varepsilon_o$  er den totale kinetiske (begyndelses) energi. En del heraf, nemlig  $\varepsilon_a$ , forbliver i  $V$ , og resten absorberes uden for  $V$  eller omdannes til bremsestråling enten i  $V$  eller uden for  $V$ . SI-enheden for  $\varepsilon_o$  og  $\varepsilon_a$  er Joule (J).

Er massen af det viste volumen  $V$  på figurerne 2.1 og 2.2 lig med  $m$ , vil  $\varepsilon_o/m$  og  $\varepsilon_a/m$  også være stokastiske størrelser, som kaldes henholdsvis **specifik overført energi** og **specifik afsat energi**.

SI-enheden for specifik energi er  $\text{J}\cdot\text{kg}^{-1}$ , som har fået navnet gray (Gy).

### 2.2.2 Kerma

Kerma (**k**inetic **e**nergy **r**eleased in **m**atter) er for eksterne strålingsfelter kun defineret for røntgen-,  $\gamma$ - og neutronstråling. Kerma defineres på grundlag af den overførte energi,  $\varepsilon_o$ . Kerma er en ikke-stokastisk størrelse, og den beskriver overførslen af kinetisk energi til ladede partikler pr. enhedsmasse i et punkt i det stof, strålingen gennemtrænger. Kaldes middelværdien af den overførte energi til et volumen med en endelig masse,  $m$ , for  $\bar{\varepsilon}_o$ , defineres kerma,  $K$ , som:

$$K = \frac{d\bar{\varepsilon}_o}{dm} \quad (6)$$

SI-enheden for kerma er gray (Gy).

Et strålingsfeltet beskrives normalt ved dets fluencehastighed (fluxtæthed)  $\varphi$ , og kermahastigheden for eksempelvis monoenergetiske neutroner og fotoner med energien,  $E$ , kan beskrives ved:

$$\begin{aligned} \dot{K} &= \varphi \cdot E \cdot \frac{\mu_{tr}}{\rho} \\ &= \varphi \cdot F_n \end{aligned} \quad (7)$$

hvor  $\mu_{tr}/\rho$  er **masse-energi-overførselskoefficienten**, der afhænger af både materiale og strålingsenergi. SI-enheden for kermahastighed er  $\text{Gy}\cdot\text{s}^{-1}$ .

Størrelsen  $F_n = E \cdot \mu_{tr}/\rho$  kaldes for kermafaktoren, og den er vist i tabel 2.2 for enkelte stoffer ved forskellige neutronenergier. Ved neutronbestråling af både væv og andre stoffer vil der dannes fotoner ved neutronindfangning. Disse fotoner vil frigøre elektroner, men denne proces ("capture gamma") er **ikke** inkluderet i kermafaktoren,  $F_n$ .

Tabel 2.2. Neutron-kermafaktorer for luft, væv og jern.

| Neutronenergi<br>(MeV) | Kermafaktorer, $F_n$<br>(Gy · s <sup>-1</sup> /n · cm <sup>-2</sup> · s <sup>-1</sup> ) |                      |                      |
|------------------------|---|----------------------|----------------------|
|                        | luft  | væv                  | jern                 |
| $2.5 \cdot 10^{-8}$    | $6.2 \cdot 10^{-12}$  | $2.7 \cdot 10^{-13}$ | $2.1 \cdot 10^{-15}$ |
| $10^{-7}$              | $3.1 \cdot 10^{-12}$  | $1.4 \cdot 10^{-13}$ | $1.0 \cdot 10^{-15}$ |
| $10^{-6}$              | $9.7 \cdot 10^{-13}$  | $4.3 \cdot 10^{-14}$ | $3.3 \cdot 10^{-16}$ |
| $10^{-5}$              | $2.9 \cdot 10^{-13}$  | $1.5 \cdot 10^{-14}$ | $1.1 \cdot 10^{-16}$ |
| $10^{-4}$              | $9.2 \cdot 10^{-14}$  | $1.5 \cdot 10^{-14}$ | $1.0 \cdot 10^{-16}$ |
| $10^{-3}$              | $3.6 \cdot 10^{-14}$  | $1.1 \cdot 10^{-13}$ | $9.9 \cdot 10^{-16}$ |
| $10^{-2}$              | $6.9 \cdot 10^{-14}$  | $1.0 \cdot 10^{-12}$ | $4.0 \cdot 10^{-15}$ |
| $10^{-1}$              | $3.7 \cdot 10^{-13}$  | $6.6 \cdot 10^{-12}$ | $2.2 \cdot 10^{-14}$ |
| $10^0$                 | $2.0 \cdot 10^{-12}$  | $2.4 \cdot 10^{-11}$ | $1.2 \cdot 10^{-13}$ |
| $10^1$                 | $1.3 \cdot 10^{-11}$  | $5.7 \cdot 10^{-11}$ | $2.1 \cdot 10^{-12}$ |

For  $\gamma$ - og røntgenstråling vil den overførte kinetiske energi til elektroner og positroner blive brugt (tabt) på to forskellige måder, enten som lokal ionisering og eksitering, hvilket kaldes **kollisionstab**, eller som bremsestrålingsproduktion, også kaldet **strålingstab**. Kerma for fotonstråling kan derfor opdeles i en kollisionsskerma,  $K_k$ , og en strålings-kerma,  $K_s$ :

$$K = K_k + K_s \quad (8)$$

For neutroner er  $K_s$  forsvindende, da bremsestråling fra frigjorte protoner er forsvindende sammenlignet med elektroner. Kerma for neutronstråling består derfor alene af kollisionsskerma,  $K_k$ . For monoenergetiske fotoner med energien,  $E$ , kan sammenhængen mellem fluencehastigheden og kollisionsskermahastigheden beskrives ved:

$$\dot{K}_k = \varphi \cdot E \cdot \frac{\mu_{en}}{\rho} \quad (9)$$

Størrelsen  $\mu_{en}/\rho$  kaldes **masse-energi-absorptionskoefficienten**, der afhænger af både materiale og fotonenergi.

Strålingskermahastigheden for monoenergetiske fotoner kan ud fra ligningerne 7, 8 og 9 beregnes som:

$$\dot{K}_s = \varphi \cdot E \cdot \left( \frac{\mu_{tr}}{\rho} - \frac{\mu_{en}}{\rho} \right) \quad (10)$$

Energi-overførsels- og energi-absorptionskoefficienten for fotonstråling kan udtrykkes ved hjælp af tværsnittene for de respektive fotonreaktioner. De væsentligste reaktioner er foto-absorption, compton-spredning og par-dannelse. Kaldes de respektive **mikroskopiske** tværsnit for henholdsvis  $\sigma_{fot}$ ,  $\sigma_{com}$  og  $\sigma_{par}$  kan det totale tværsnit skrives som:

$$\sigma_{tot} = \sigma_{fot} + \sigma_{com} + \sigma_{par} \quad (11)$$

SI-enheden for disse mikroskopiske tværsnit er m<sup>2</sup>/atom. Antallet af atomer pr. gram materiale kan som omtalt i afsnit 2.1 beregnes som  $N_A/A$ , hvor  $A$  er atomvægten i gram og  $N_A$  er Avogadro's tal. Det totale makroskopiske tværsnit udtrykt i enheden m<sup>2</sup> pr. masseenhed kan da beregnes af:

$$\frac{\mu}{\rho} = \frac{N_A}{A} \cdot (\sigma_{fot} + \sigma_{com} + \sigma_{par}) \quad (12)$$

Denne størrelse kaldes også for **masse-absorptionskoefficienten**. Hvis man istedet multiplicerer de mikroskopiske tværsnit med antallet af atomer pr. volumenenhed,  $\rho \cdot N_A/A$ , får man et andet makroskopisk tværsnit udtrykt i enheden  $\text{m}^2$  pr. volumenenhed (eller  $\text{m}^{-1}$ ):

$$\mu = \rho \cdot \frac{N_A}{A} \cdot (\sigma_{\text{fot}} + \sigma_{\text{com}} + \sigma_{\text{par}}) \quad (13)$$

Denne størrelse kaldes for **den lineære dæpningskoefficient**, og den bruges i afskærmningsberegninger (se afsnit 3.1.1), idet den beskriver svækkelsen af fotonfeltet pr. længdeenhed i afskærmningsmaterialet ( $e^{-\mu \cdot x}$ ).

Masse-energi-absorptionskoefficienten,  $\mu_{\text{en}}/\rho$ , kan beregnes ud fra masse-absorptionskoefficienten. Tværsnittet for compton-processen,  $\sigma_{\text{com}}$ , kan opdeles i to tværsnit, som henholdsvis beskriver den del af fotonenergien, der overføres til den frigjorte compton-elektron (energiabsorptionstværsnit,  $\sigma_{\text{coma}}$ ), og den del der spredes med en foton (energispredningstværsnit,  $\sigma_{\text{coms}}$ ). Masse-energi-absorptionskoefficienten kan da beregnes af:

$$\frac{\mu_{\text{en}}}{\rho} = \frac{N_A}{A} \cdot (\sigma_{\text{tot}} - \sigma_{\text{coms}}) \quad (14)$$

### 2.2.3 Absorberet dosis

Den ikke-stokastiske størrelse, absorberet dosis, defineres på grundlag af den afsatte energi,  $\varepsilon_a$ . Kaldes middelværdien af den afsatte energi til et volumen med en endelig masse  $m$  for  $\bar{\varepsilon}_a$ , defineres den absorberede dosis,  $D$ , som:

$$D = \frac{d\bar{\varepsilon}_a}{dm} \quad (15)$$

SI-enheden for absorberet dosis er Gy.

Den beskriver middelværdien af den afsatte energi til et uendeligt lille volumen med massen  $dm$ . Den absorberede dosis,  $D$ , repræsenterer således den energi pr. masseenhed, som forbliver (absorberes) i stoffet i et punkt, og som derfor kan forårsage en strålingseffekt her. Den absorberede dosis er således den vigtigste fysiske størrelse inden for strålingsbiologien.

Det er ikke muligt at udtrykke en generel sammenhæng mellem fluence og absorberet dosis for indirekte ioniserende stråling på samme måde som mellem fluence og kerma som vist i ligning 7. Hvis der imidlertid i det bestrålede volumen optræder ladet partikelligevægt (**charged particle equilibrium**, CPE), i daglig tale ladningsligevægt, dvs. at der tilføres lige så meget energi fra ladede partikler, som der forsvinder, bliver den absorberede dosis,  $D$ , lig med kollisionskerma,  $K_k$ :

$$D = K_k \quad \text{ved CPE} \quad (16)$$

Dette gælder for både neutron- og fotonstråling.

De væsentligste betingelser for ladningsligevægt i et stof, der bestråles med fotoner eller neutroner, er følgende:

- den atomare sammensætning af stoffet skal være homogen
- massetætheden af stoffet skal være homogen
- foton- eller neutron-strålingsfeltet må ikke svækkes væsentligt under passagen gennem stoffet inden for det volumen, der omfatter den maksimale rækkevidde af de dannede ladede partikler.

Er disse betingelser opfyldt, vil ladningsligevægten kunne udtrykkes som:

$$\sum T_{\text{ind}} = \sum T_{\text{ud}} \quad (17)$$

hvilket betyder, at den kinetiske energi fra ladede partikler, som tilføres det bestrålede volumen, i gennemsnit bliver lig med den kinetiske energi af ladede partikler, der forlader volumenet. Det betyder altså, at ved ladningsligevægt bliver den afsatte energi,  $\varepsilon_a$ , lig med den overførte energi,  $\varepsilon_o$ .

For direkte ioniserende stråling som eksempelvis  $\beta$ -stråling er den absorberede dosishastighed i et strålingsfelt givet ved produktet af partikelfluencehastigheden,  $\varphi$ , og **masse-stoppeevnen**,  $S/\rho$ , for det betragtede medium:

$$\dot{D} = \varphi \cdot \frac{S}{\rho} \quad (18)$$

Masse-stoppeevnen kan beskrives ved energitabet af partiklerne pr. længdeenhed af partikelbanen i det bestrålede stof:

$$\frac{S}{\rho} = \frac{1}{\rho} \cdot \frac{dE}{dl} \quad (19)$$

Det betyder, at  $S/\rho$  er afhængig af både partikelenergi og materiale. SI-enheden for masse-stoppeevnen er  $\text{J} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}$ .

### 2.2.4 Eksponering

Eksponering er den tredje af de fundamentale ikke-stokastiske dosimetristørrelser, og historisk er det den ældste af de tre. Eksponeringen,  $X$ , defineres alene for fotonstråling i luft som den samlede ladning af ioner med samme fortegn (+ eller -),  $dq$ , produceret i luft, når alle de elektroner og positroner, som er dannet af fotonerne i den lille luftmasse,  $dm$ , standses fuldstændig i den omgivende luft:

$$X = \frac{dq}{dm} \quad (20)$$

SI-enheden for eksponering er  $\text{C} \cdot \text{kg}^{-1}$ .

Eksponeringen er "ioniseringsækvivalentet" af kollisions-kerma i luft for røntgen- og  $\gamma$ -stråling, idet begyndelsesenergien af de frigjorte elektroner er ækvivalent med den samlede ladning (af ét fortegn), der dannes ved elektronernes nedbremsning i luft (totale energitab).

Til beskrivelse af "ioniseringsækvivalentet" af kerma i luft, er det nødvendigt at kende middelen energien,  $\overline{W}$ , som fotonerne bruger til dannelse af et ionpar. Den er en konstant for en given gas og uafhængig af fotonenergier større end nogle få keV. For atmosfærisk luft er  $\overline{W} = 33.97 \text{ eV/ionpar}$ . Da det kun er ladningen af enten den positive eller den negative del af ionparrene, som indgår i eksponeringen, beskriver forholdet mellem  $\overline{W}$  og elementarladningen  $e$  ( $e = 1.602 \cdot 10^{-19} \text{ C}$ ) den energi, der medgår til frembringelse af en enhedsladning af enten den positive eller negative del af ionparrene. Omregnes denne energi fra eV til J fås:

$$\frac{\overline{W}}{e} = \frac{33.97 \text{ eV} \cdot \text{elektron}^{-1}}{1.6 \cdot 10^{-19} \text{ C} \cdot \text{elektron}^{-1}} \cdot 1.6 \cdot 10^{-19} \text{ J} \cdot \text{eV}^{-1} = 33.97 \text{ J} \cdot \text{C}^{-1}$$

Eksponeringen  $X$  kan udtrykkes ved hjælp af fluencen  $\Phi$  og  $\overline{W}/e$  som:

$$X = \frac{1}{(\overline{W}/e)} \cdot \Phi \cdot E \cdot \frac{\mu_{en}}{\rho} = \frac{K_k}{(\overline{W}/e)} \quad (21)$$

Eksponeringen,  $X$ , kan altså beregnes af kollisions-kerma,  $K_k$ , divideret med energien til frembringelse af en enhedsladning,  $\overline{W}/e$ , af den ene halvdel af de dannede ionpar.

Ved "ioniseringsækvivalentet" af kollisions-kerma for luft forstås altså ladningen (af ét fortegn) af alle de ionpar, som dannes i luft af netop de elektroner og positroner, der frigøres i et uendeligt lille luftvolumen omkring et punkt divideret med massen  $dm$  af dette volumen. Denne ladning er derfor et andet (og identisk) mål for den kinetiske energi, der overføres fra fotonerne til elektroner og positroner i massen  $dm$ .

Af ligning 21 fremgår det, at “ioniseringsækvivalentet” til et kollisions-kerma i luft på 1 Gy er:

$$(X)_{1 \text{ Gy}} = \frac{1 \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1}}{33.97 \text{ J} \cdot \text{C}^{-1}} = 0.0294 \text{ C} \cdot \text{kg}^{-1}$$

Den oprindelige og endnu anvendte enhed for eksponering er røntgen (R), der er *defineret* som:

$$1 \text{ R} = 2.58 \cdot 10^{-4} \text{ C} \cdot \text{kg}^{-1}$$

Den ækvivalente eksponering til et kollisions-kerma i luft på 1 Gy er derfor i den gamle enhed:

$$(X)_{1 \text{ Gy}} = \frac{0.0294 \text{ C} \cdot \text{kg}^{-1}}{2.58 \cdot 10^{-4} \text{ C} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{R}^{-1}} = 114 \text{ R}$$

Omvendt svarer en eksponering på 1 R til et kollisions-kerma i luft på:

$$(K_k)_{1 \text{ R}} = 1/114 = 0.00877 \text{ Gy} = 8.77 \text{ mGy}$$

Eksponeringshastigheden  $\dot{X}$  kan udtrykkes ved fluencehastigheden,  $\varphi$ , som:

$$\dot{X} = \frac{1}{(\bar{W}/e)} \cdot \varphi \cdot E \cdot \frac{\mu_{en}}{\rho} \quad (22)$$

SI-enheden for eksponeringshastighed er  $\text{C} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$ .

Eksponeringshastigheden fra en radionuklid, som ved hvert henfald udsender fotoner med  $N$  forskellige fotonenergier, kan beregnes ved at summere alle bidragene til eksponeringshastigheden fra de enkelte fotonenergier. Disse bidrag fra en given radionuklid indeholder hver produktet af fotonenergien,  $E$ , fotonudbyttet,  $y$ , og masse-energiabsorptionskoefficienten,  $\mu_{en}/\rho$ . Der er derfor lavet tabelværker over følgende størrelse,  $\Gamma$ , for punktformige radionuklider, der udsender  $\gamma$ -stråling.  $\Gamma$  kaldes eksponeringshastigheds-konstanten:

$$\Gamma = \dot{X} \cdot \frac{r^2}{Q} = \frac{1}{4\pi(\bar{W}/e)} \cdot \sum_{i=1}^N E_i y_i \left( \frac{\mu_{en}}{\rho} \right)_i \quad (23)$$

SI-enheden for  $\Gamma$  er  $\text{C} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1}$ , men ofte anvendes enheden  $\text{R} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{Bq}^{-1}$ .

Eksponeringshastigheden,  $\dot{X}$ , i afstanden  $r$  fra en given punktformig radionuklid med aktiviteten,  $Q$ , kan derfor beregnes af:

$$\dot{X} = \Gamma \cdot \frac{Q}{r^2} \quad (24)$$

Ved ladningslignevægt er den absorberede dosis og kollisionskerma identiske, jf. afsnit 2.2.3. Den absorberede dosis i luft fra fotonstråling er tilnærmelsesvis lig med den absorberede dosis i muskelvæv for fotonenergier større end ca. 100 keV, hvis der kan ses bort fra dæmpningen af feltet i det bestrålede væv. En person, der befinder sig i et fotonstrålingsfelt, vil imidlertid dæmpe feltet ind gennem kroppen til ca. 70% for de mest relevante fotonenergier. Helkrobsdosis til en person kan derfor tilnærmest beskrives ved eksponeringen i luft som:

$$\frac{D_{\text{helkrop}}}{X} = 8.77 \cdot 0.7 \approx 6 \text{ mGy/R}$$

Eksponeringshastighedskonstanten,  $\Gamma$ , er vist for en række udvalgte radionuklider i tabel 2.3.



*Tabel 2.3. Eksponeringshastighedskonstant for udvalgte radionuklider.*

| Radionuklid                        | Eksponeringshastighedskonstant, $\Gamma$<br>$\left[ \frac{\text{R}\cdot\text{m}^2}{\text{s}\cdot\text{Bq}} \right]$ |
|------------------------------------|---|
| $^{24}\text{Na}$                   | $1.37\cdot 10^{-14}$  |
| $^{56}\text{Mn}$                   | $6.44\cdot 10^{-15}$  |
| $^{59}\text{Fe}$                   | $4.69\cdot 10^{-15}$  |
| $^{60}\text{Co}$                   | $9.75\cdot 10^{-15}$  |
| $^{82}\text{Br}$                   | $1.09\cdot 10^{-14}$  |
| $^{131}\text{I}$                   | $1.62\cdot 10^{-15}$  |
| $^{132}\text{Te} + ^{132}\text{I}$ | $1.03\cdot 10^{-14}$  |
| $^{134}\text{Cs}$                  | $6.62\cdot 10^{-15}$  |
| $^{137}\text{Cs}$                  | $2.42\cdot 10^{-15}$  |
| $^{198}\text{Au}$                  | $1.73\cdot 10^{-15}$  |
| $^{241}\text{Am}$                  | $9.08\cdot 10^{-17}$  |

## 2.3 Strålingskvalitet

De tidlige regler for strålingsbeskyttelse omhandlede primært røntgen- og  $\gamma$ -stråling, og man antog, at disse strålingstyper havde den samme biologiske effektivitet pr. absorberet dosisenhed til at forårsage biologiske skader. Det betød, at man alene kunne interessere sig for **kvantiteten** af den stråling, som en person modtog, og den absorberede dosis,  $D$ , var (og er) her den relevante størrelse for strålingskvantitet. Da brugen af andre typer af ioniserende stråling, såsom neutronstråling og stråling af tunge partikler, fik større udbredelse, blev det nødvendigt også at tage hensyn til disse strålingstypers større biologiske effektivitet (skadevirkning) pr. dosisenhed. Dette kan beskrives ved begrebet **strålingskvalitet**, som afhænger af arten og energien af strålingen.

Den større biologiske effektivitet af strålingstyper som f.eks. neutronstråling til frembringelse af både deterministiske og stokastiske skader kan for hver enkelt skadetype og strålingstype beskrives ved en såkaldt RBE-faktor (**R**elative **B**iological **E**ffectiveness). For stokastiske skader har man uddraget de relevante RBE-faktorer og udtrykt dem ved **kvalitetsfaktorer** og **strålingsvægtfaktorer**.

### 2.3.1 Kvalitetsfaktor

Den internationale strålingsbeskyttelseskommision ICRP har defineret begrebet **kvalitetsfaktor**,  $Q$ , for forskellige strålingstyper for at opnå den samme grad af strålingsbeskyttelse for alle typer af ioniserende stråling, uanset strålingstype og -energi. Disse kvalitetsfaktorer repræsenterer en rimelig værdi af forholdet mellem den biologiske effektivitet i form af **stokastiske skader** af den betragtede strålingstype og effektiviteten af en referencestråling (røntgen- eller  $\gamma$ -stråling). Kvalitetsfaktorer anvendes for **alle** stokastiske skader (kræftskader og genetiske skader), og de refererer til den biologiske virkning i et lille volumen.

### 2.3.2 Strålingsvægtfaktor

Kvalitetsfaktoren,  $Q$ , siger noget om den biologiske effektivitet i et **lille** volumen af væv (i et punkt). ICRP har i sine seneste anbefalinger fra 1991 (ICRP Publikation 60) sagt, at en sådan detailgrad **ikke** kan retfærdiggøres på grund af usikkerhed i de tilgængelige biologiske data. I stedet har ICRP defineret begrebet **strålingsvægtfaktor**,  $w_R$ , som er baseret på en gennemgang af den eksisterende strålingsbiologiske viden. Strålingsvægtfaktoren refererer til en større

vævsmængde eller et organ. Den udtrykker på samme måde som kvalitetsfaktoren den højere effektivitet, en given strålingstype har pr. absorberet dosisenhed, til at forårsage en **stokastisk skade** i forhold en reference stråling. Tabel 2.4 viser ICRP's anbefalede værdier af  $w_R$  for forskellige strålingstyper.

Tabel 2.4. Strålingsvægtfaktorer,  $w_R$ , fra ICRP for forskellige strålingsarter.

| Strålingstype og energiområde                        | Strålingsvægtfaktor, $w_R$ |
|--|----------------------------|
| Fotoner, alle energier                               | 1                          |
| Elektroner, alle energier                            | 1                          |
| Neutroner, energi < 10 keV                           | 5                          |
| 10 keV - 100 keV                                     | 10                         |
| 100 keV - 2 MeV                                      | 20                         |
| 2 MeV - 20 MeV                                       | 10                         |
| > 20 MeV   | 5                          |
| Protoner, energi > 2 MeV                             | 5                          |
| Alfa partikler, fissionsfragmenter, tunge atomkerner | 20                         |

## 2.4 Ækvivalent dosis

Den absorberede dosis,  $D$ , er den vigtigste fysiske størrelse til at beskrive effekten af en bestråling af biologisk materiale. Imidlertid er sammenhængen mellem en eventuel strålingsskade og den absorberede dosis ikke entydig. Den absorberede dosis skal derfor vægtes eller modificeres, når det drejer sig om at beskrive risikoen for stokastiske skader (se afsnit 4.2) som følge af lave doser. Denne modificerede absorberede dosis beskriver bedre risikoen for en stokastisk skade, end den absorberede dosis gør alene.

Den modificerede absorberede dosis kaldes **ækvivalent dosis**, og den defineres som produktet af den gennemsnitlige absorberede dosis,  $\overline{D}_{T,R}$ , til vævet  $T$  fra strålingstype  $R$  og strålingsvægtfaktoren,  $w_R$ :

$$\overline{H}_{T,R} = w_R \cdot \overline{D}_{T,R} \quad (25)$$

Strålingsdoser angivet som ækvivalent doser har samme risiko for stokastiske skader pr. ækvivalent dosisenhed for alle strålingsarter. Ækvivalent doser kan derfor adderes, når den samlede risiko skal vurderes, i modsætning til absorberede doser, som kan have en forskellig risiko pr. dosisenhed for forskellige strålingsarter. Det skal understreges, at ækvivalent dosisbegrebet **kun** kan anvendes i lavdosisområdet. Ækvivalent dosisbegrebet kan **ikke** anvendes ved store doser, hvor der kan optræde deterministiske skader (se afsnit 4.1) som f.eks. strålingssyge og hudrødmen, fordi strålingsvægtfaktorerne er fastsat til beskrivelse af stokastiske skader ved lave doser.

Strålingsvægtfaktoren,  $w_R$ , er en dimensionsløs størrelse, og SI-enheden for ækvivalent dosis bliver derfor den samme som for absorberet dosis, nemlig  $\text{J} \cdot \text{kg}^{-1}$ .

Enheden  $\text{J} \cdot \text{kg}^{-1}$  har det specielle navn gray (Gy), når der er tale om absorberet dosis, og et andet specielt navn sievert (Sv), når der er tale om ækvivalent dosis.

### Eksempel 2

En person har modtaget en absorberet helkropps dosis på 1 mGy fra  $\gamma$ -stråling og en absorberet helkropps dosis på 1 mGy fra hurtige neutroner (20 keV). Hvor stor bliver personens samlede ækvivalent dosis?

De absorberede doser omregnes først til ækvivalent doser ved at gange med strålingsvægtfaktorerne fra tabel 2.4:

$$\begin{aligned} H_{T,\gamma} &= D_{T,\gamma} \cdot w_\gamma \\ &= 1 \text{ mGy} \cdot 1 = 1 \text{ mSv} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} H_{T,n} &= D_{T,n} \cdot w_n \\ &= 1 \text{ mGy} \cdot 10 = 10 \text{ mSv} \end{aligned}$$

Derefter lægges ækvivalent doserne sammen:

$$\begin{aligned} H_{T,total} &= H_{T,\gamma} + H_{T,n} \\ &= 1 + 10 \\ &= \underline{11 \text{ mSv}} \end{aligned}$$

Til vurdering af risikoen fra strålingsudsættelse af forskellige strålingstyper kan man altså **ikke** benytte summen af de absorberede doser (i eksemplet  $1 \text{ mGy} + 1 \text{ mGy}$ ).

## 2.5 Effektiv dosis

Kroppens organer har forskellig strålingsfølsomhed m.h.t. udvikling af stokastiske skader i form af kræftsygdomme. Sandsynligheden for en senskadevirkning pr. ækvivalent dosisenhed kan beskrives ved de såkaldte **vævsvægtfaktorer**,  $w_T$ , for organer og andre væv,  $T$  (tissue). Vævsvægtfaktorerne,  $w_T$ , defineres som forholdet mellem det enkelte organs skaderisiko,  $r_T$ , pr. ækvivalent dosisenhed og summen af alle (hele kroppen) organers risiko,  $R$ , pr. ækvivalent dosisenhed:

$$w_T = \frac{r_T}{R} \quad (26)$$

Risikofaktoren,  $R$ , kan udtrykkes som:

$$R = \sum_T r_T \quad (27)$$

Vævsvægtfaktorerne angiver risikofordelingen mellem organerne, når kroppen udsættes for en ensartet (homogen) bestråling, og de er blevet bestemt på grundlag af bl.a. større patientgrupper, der har været udsat for strålingsterapi, og overlevende fra Hiroshima og Nagasaki bombningerne (se afsnit 4.2). Ifølge ICRP er vævsvægtfaktorerne som vist i tabel 2.5 for en erhvervsbefolkning mellem 18 og 65 år.

Tabel 2.5. Vævsvægtfaktorer,  $w_T$ , for stokastiske skader for en erhvervsbefolkning.

| Organer/væv           | $w_T$ |
|-----------------------|-------|
| Kønskirtler (gonader) | 0.20  |
| Knoglemarv (rød)      | 0.12  |
| Tyktarm               | 0.12  |
| Lunger                | 0.12  |
| Mave                  | 0.12  |
| Blære                 | 0.05  |
| Bryst                 | 0.05  |
| Lever                 | 0.05  |
| Spiserør              | 0.05  |
| Skjoldbruskkirtel     | 0.05  |
| Hud                   | 0.01  |
| Knogleoverflade       | 0.01  |
| Resten                | 0.05  |
| Sum                   | 1.00  |

Hvis bestrålingen af kroppen er homogen, som den i mange tilfælde vil være, når der er tale om ekstern  $\gamma$ - eller neutronstråling, kan risikoen for en stokastisk skade udtrykkes ved risikofaktoren pr. ækvivalent dosisenhed,  $R$  ( $\text{Sv}^{-1}$ ). Hvis bestrålingen af kroppens organer imidlertid er inhomogen, som det vil være tilfældet ved de fleste interne bestrålinger fra indtagne radionuklider (og for visse eksterne bestrålinger), er det nødvendigt med yderligere en størrelse for at angive den samlede risiko. Til dette formål har ICRP defineret (regne)størrelsen **effektiv dosis**,  $E$ .

Den effektive dosis,  $E$ , er defineret som summen af ækvivalent doserne til de enkelte organer ganget med deres respektive vævsvægtfaktorer:

$$\begin{aligned}
 E &= H_1 \cdot w_1 + H_2 \cdot w_2 + H_3 \cdot w_3 + \dots \\
 &= \sum_T H_T \cdot w_T
 \end{aligned} \tag{28}$$

En delkropsdosis bliver således omsat til en risikoækvivalent helkropsdosis. Derved kan den samlede risiko fra inhomogene strålingsudsættelser angives. I komprimeret form kan begrebet vævsvægtfaktor udtrykkes som:

Vævsvægtfaktoren  $w_T$  bruges ved inhomogen bestråling (både ekstern og intern) af kroppens organer til beregning af en effektiv dosis,  $E$ , som alene er en **regnestørrelse** til brug for bestemmelse af risikoen fra en inhomogen strålingsudsættelse. Hvis denne beregnede effektive dosis,  $E$ , blev givet som en helkropsdosis,  $H$  ( $H = E$ ), ville den **samlede** risiko herfra være **identisk** med den **samlede** risiko fra den inhomogene bestråling. Risikofordelingen mellem de enkelte organer ville imidlertid være **forskellig** for de to situationer.

## 2.6 Kollektiv dosis

Den kollektive dosis,  $S$ , til en gruppe personer,  $N$ , er defineret som summen af alle personernes indviddoser (effektive doser),  $E_i$ . Den kan derfor udtrykkes på

grundlag af den gennemsnitlige individdosis,  $\overline{E}$ , for alle  $N$  personer som:

$$S = \sum_{i=1}^N E_i = \overline{E} \cdot N \quad (29)$$

Til strålingsbeskyttelsesformål antages det, at risikoen fra en strålingsudsættelse, når det gælder kræftskader og genetiske skader, er lineær og uden tærskelværdi. Det antages altså, at der er en risiko selv fra små doser, og at risikoforøgelsen ved en given dosisforøgelse er uafhængig af, om personen i forvejen har modtaget en lille eller en stor dosis. Den kollektive dosis vil under disse forudsætninger være et mål for den samlede forventede skadevirkning i den betragtede gruppe.

### Eksempel 3

Den gennemsnitlige effektive individdosis i Danmark fra baggrundsstrålingen er ca. 3 mSv pr. år, inklusive den effektive dosis fra radon i huse. Den årlige kollektive dosis i den danske befolkning kan da beregnes til:

$$\begin{aligned} S &= \overline{E} \cdot N \\ &= 3 \cdot 10^{-3} \text{ Sv} \cdot 5 \cdot 10^6 \text{ personer} \\ &= \underline{15 \cdot 10^3 \text{ person} \cdot \text{Sv}} \end{aligned}$$

Enheden for kollektiv dosis er Sv, men for at gøre opmærksom på at der er tale om en dosis, der er fordelt på flere personer, angives den i enheden person·Sv (på engelsk man·Sv).

## 3 Ekstern og intern bestråling

### 3.1 Ekstern bestråling

Ved ekstern bestråling af det menneskelige legeme forstår man bestråling af legemet fra kilder, der befinder sig uden for legemet.

#### 3.1.1 Afskærmning for ekstern stråling

På grund af  $\alpha$ - og  $\beta$ -partiklers kraftige vekselvirkning med stof er det relativt nemt at beskytte legemet mod ekstern  $\alpha$ - og  $\beta$ -stråling.

$\alpha$ -partikler standses af papir, og almindelige påklædning vil derfor beskytte huden mod ekstern  $\alpha$ -stråling. Det yderste ufølsomme hudlag giver desuden tilstrækkelig beskyttelse på den ubeklædte del af kroppen, og  $\alpha$ -stråling udgør derfor ikke nogen risiko ved ekstern bestråling.

$\beta$ -partikler er mere gennemtrængende, idet de kan trænge igennem det ufølsomme hudlag. Det kan derfor være nødvendigt at afskærme  $\beta$ -kilder. Bedst egnet hertil er lette materialer som f.eks. perspex (plastmateriale), fordi der i tunge materialer omdannes en større del af  $\beta$ -partikelenergien til elektromagnetisk strålingsenergi end i lette materialer. Denne elektromagnetiske stråling kaldes bremsestråling, der er gennemtrængende røntgenstråling. I de fleste tilfælde vil nogle centimeter perspex være tilstrækkelig til at standse alle  $\beta$ -partiklerne.

Neutronstråling er gennemtrængende stråling, og den opstår ved fissionsprocessen i reaktorer. Materialers egnethed som afskærmning for neutroner afhænger af neutronenergien. Hurtige neutroner afskærmes bedst af f.eks. vand eller jern,

hvorimod termiske neutroner (langsomme neutroner) standses bedst af f.eks. cadmium eller bor. Når der afskærmes for termiske neutroner med cadmium, opstår der sekundær  $\gamma$ -stråling ("capture  $\gamma$ -stråling"), som det kan være nødvendigt også at afskærme for.

$\gamma$ -stråling er ligeledes gennemtrængende stråling. Materialers egnethed som afskærmning for  $\gamma$ -stråling afhænger af materialets atomnummer og af  $\gamma$ -strålingens energi. Tunge stoffer har bedre afskærmningsegenskaber end lette, f.eks. er uran og wolfram bedre end bly.

Et afskærmningsmateriales transmissionsfaktor,  $T$ , for en bestemt kildegeometri (punktkilde, liniekilde, etc.) defineres som:

$$T = \frac{\text{dosishastighed med afskærmning}}{\text{dosishastighed uden afskærmning}}$$

$T$  er en funktion af både strålingsenergien og afskærmningsmaterialets atomnummer og tykkelse.  $T$  kan for et givet afskærmningsmateriale beregnes for  $\gamma$ -strålingen fra en radionuklid, der ved hvert henfald udsender fotoner med  $N$  forskellige energier:

$$T = \frac{\sum_{i=1}^N E_i \cdot y_i \cdot (\mu_{en}/\rho)_i \cdot B_i \cdot e^{-\mu_i x}}{\sum_{i=1}^N E_i \cdot y_i \cdot (\mu_{en}/\rho)_i} \quad (30)$$

hvor

$E_i$  er fotonenergien ( $\text{J} \cdot \text{foton}^{-1}$ )

$y_i$  er fotonudbyttet ( $\text{fotoner} \cdot \text{henfald}^{-1}$ )

$(\mu_{en}/\rho)_i$  er masse-energi-absorptionskoefficienten for luft ved energien  $E_i$  ( $\text{m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}$ )

$\mu_i$  er den lineære dæmpningskoefficient for afskærmningsmaterialet ved energien  $E_i$  ( $\text{m}^{-1}$ )

$B_i$  er dosis build-up faktoren for afskærmningsmaterialet

$x$  er tykkelsen af afskærmningen (m)

Build-up faktoren,  $B$ , beskriver bidraget til dosishastigheden fra fotoner, der spredes i afskærmningsmaterialet mod detektorpunktet.  $B$  afhænger af afskærmningens atomnummer,  $Z$ , tykkelsen af afskærmningen,  $x$ , og fotonenergien,  $E$ . Den lineære dæmpningskoefficient,  $\mu$ , afhænger af afskærmningens atomnummer,  $Z$ , og fotonenergien,  $E$ :

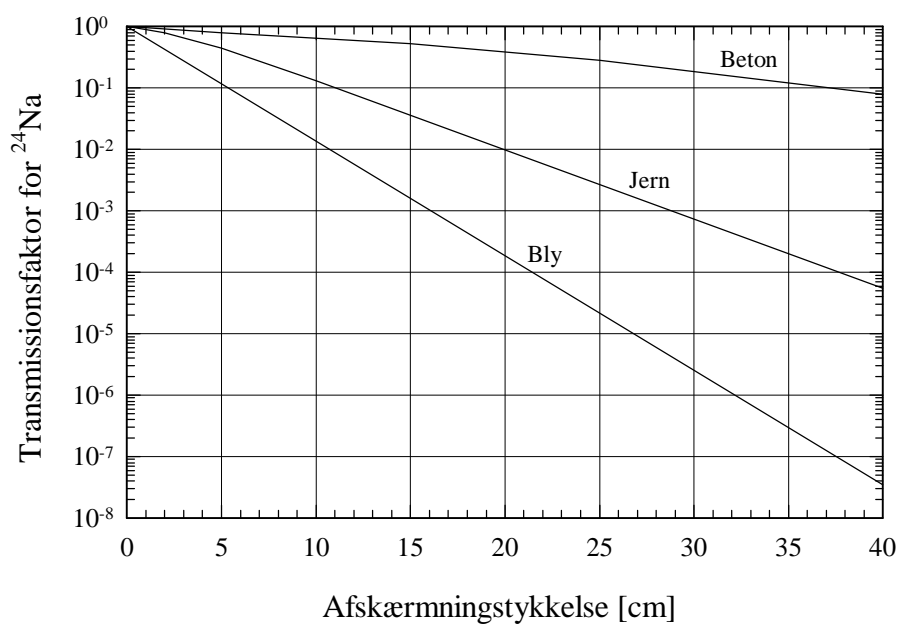
$$B = B(E, Z, x)$$

$$\mu = \mu(E, Z)$$

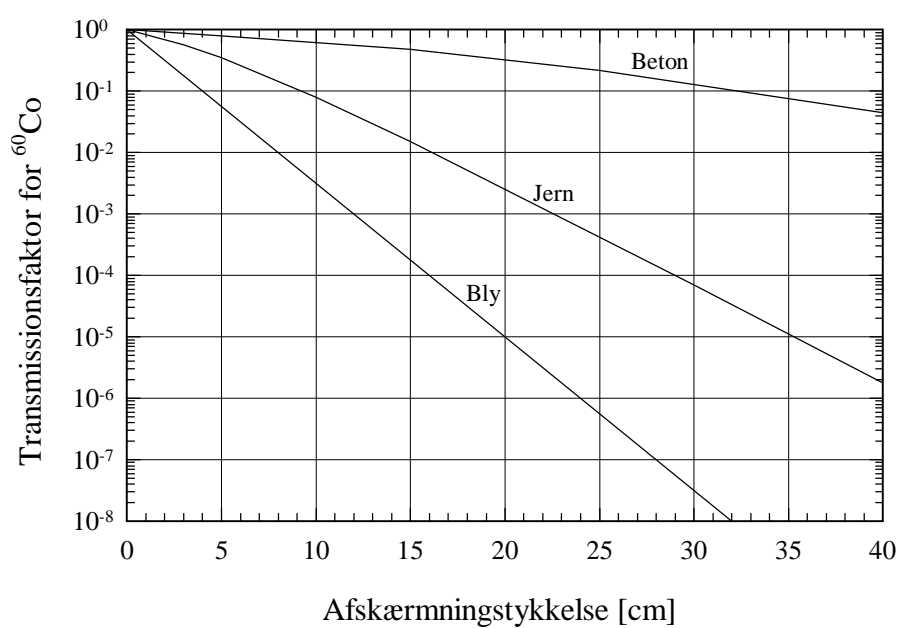
Dæmpningsfaktoren defineres som den reciprokke transmissionsfaktor:

$$\text{Dæmpningsfaktor} = \frac{1}{T}$$

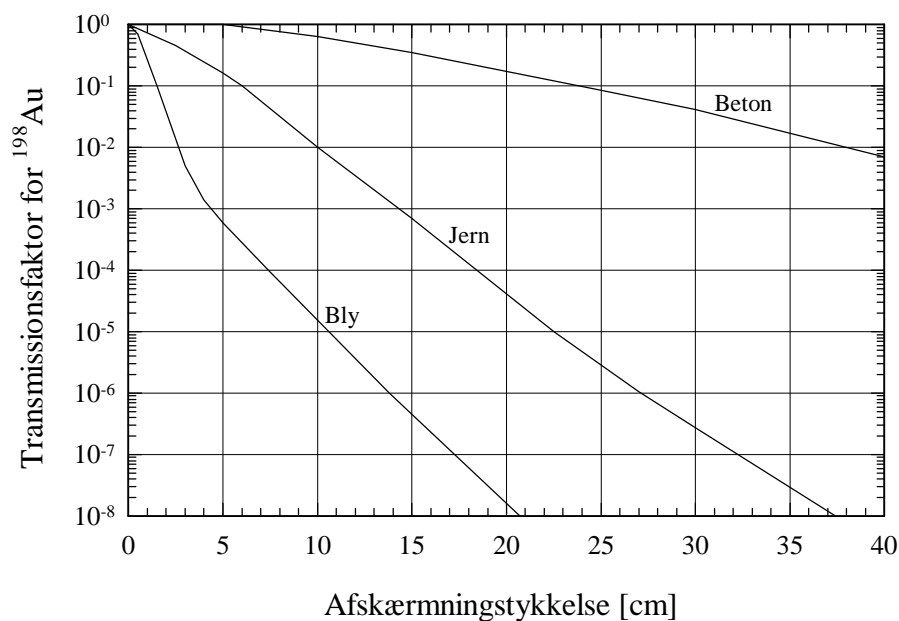
Enhver radionuklid har karakteristiske transmissionsfaktorer for forskellige materialer på grund af nuklidens karakteristiske  $\gamma$ -energispektrum. På figurerne 3.1 – 3.3 er vist transmissionsfaktorer for  $\gamma$ -strålingen fra henholdsvis  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{60}\text{Co}$  og  $^{198}\text{Au}$  gennem beton, jern og bly.



Figur 3.1. Transmissionsfaktorer for  $^{24}\text{Na}$  og en række udvalgte afskærmningsmaterialer.



Figur 3.2. Transmissionsfaktorer for  $^{60}\text{Co}$  og en række udvalgte afskærmningsmaterialer.



Figur 3.3. Transmissionsfaktorer for  $^{198}\text{Au}$  og en række udvalgte afskærmningsmaterialer.

### 3.1.2 Bestemmelse af ekstern dosis

Eksponeringshastigheden  $\dot{X}$  i en afstand  $a$  fra en punktformet kilde med styrken,  $Q$ , og beregnes af:

$$\dot{X} = \Gamma \cdot \frac{Q}{a^2} \quad (31)$$

Hvis kilden er afskærmet af materiale med tykkelse  $x$ , beregnes eksponeringshastigheden af:

$$\dot{X} = \Gamma \cdot \frac{Q}{a^2} \cdot T(x) \quad (32)$$

hvor  $T(x)$  er transmissionsfaktoren for den betragtede radionuklid og det givne afskærmningsmateriale med tykkelsen  $x$ .

#### Eksempel 4

En person opholder sig 2 meter fra en punktformet  $^{24}\text{Na}$  kilde med kildestyrken på 5 GBq og bliver derved bestrålet på hele kroppen.

- Hvor stor en helkropsdosis (absorberet dosis) modtages efter 8 timers ophold på dette sted?
- Hvor tyk en blyafskærmning behøves for at reducere eksponeringshastigheden på opholdsstedet til  $1 \text{ mR} \cdot \text{h}^{-1}$ ?

#### ad. a

Eksponeringshastigheden på opholdsstedet bliver, idet  $\Gamma$  aflæses fra tabel 2.3:

$$\dot{X} = 1.37 \cdot 10^{-14} \cdot \frac{5 \cdot 10^9}{2^2} = 1.7 \cdot 10^{-5} \text{ R} \cdot \text{s}^{-1}$$

Den absorberede dosishastighed,  $\dot{D}$ , i luft bliver, idet 1 R svarer til 8.77 mGy i luft:

$$\dot{D} = 1.7 \cdot 10^{-5} \cdot 8.77 = 1.5 \cdot 10^{-4} \text{ mGy} \cdot \text{s}^{-1}$$



Den absorberede dosis,  $D$ , i luft efter 8 timer bliver:

$$D = 1.5 \cdot 10^{-4} \cdot 8 \cdot 3600 = 4.3 \text{ mGy}$$

Da kroppen har en selvafskærmende virkning, bliver middeldosis til hele kroppen ca. 0.7 gange dosis i luft (for  $\gamma$ -energier mellem 0.2 og 2 MeV), og helkropsdosis bliver:

$$D_{\text{helkrop}} = 0.7 \cdot 4.3 \cong 3 \text{ mGy}$$

**ad. b** Den nødvendige transmissionsfaktor for bly til at reducere eksponeringshastigheden til  $1 \text{ mR} \cdot \text{h}^{-1}$  bliver:

$$T = \frac{10^{-3}/3600}{1.7 \cdot 10^{-5}} \cong 2 \cdot 10^{-2}$$

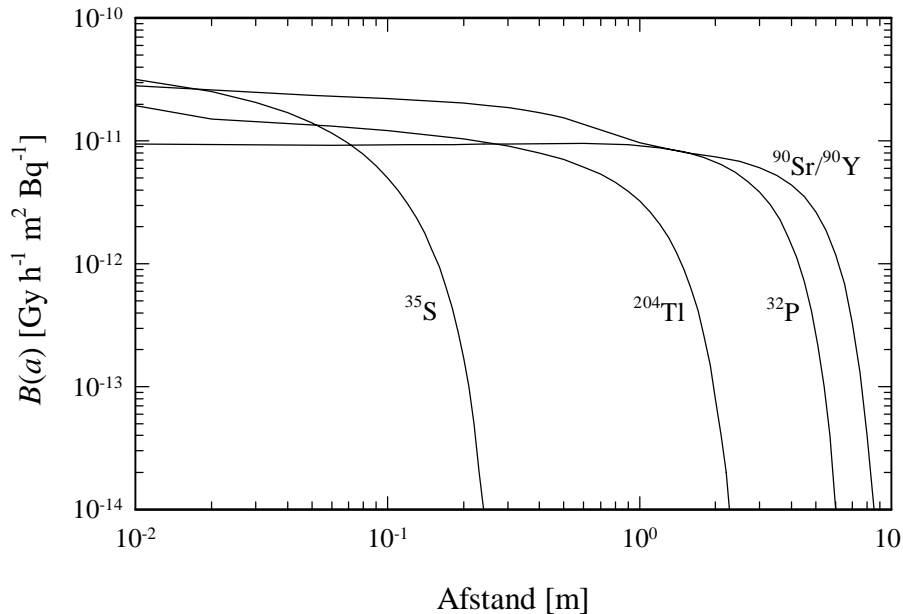
På figur 3.1 aflæses den blytykkelse, som giver en transmissionsfaktor på  $2 \cdot 10^{-2}$ , til ca. 9 cm.

$\beta$ -dosishastigheden fra punktkilder er vanskeligere at beskrive end  $\gamma$ -dosishastigheden, fordi der selv på korte afstande mellem kilde og målepunkt sker en dæmpning af  $\beta$ -strålingen i luft.  $\beta$ -dosishastigheden aftager derfor kraftigere end med kvadratet på afstanden, og den kan ikke kun beskrives ved en dosishastighedskonstant som for  $\gamma$ -strålingens vedkommende.

$\beta$ -dosishastigheden kan beregnes ved hjælp af en såkaldt  $\beta$ -dosishastighedsfunktion,  $B(a)$ , som beskriver  $\beta$ -dosishastigheden i luft fra en punktformig radionuklid pr. enhedsaktivitet i en given afstand,  $a$ . Kaldes  $\beta$ -dosishastigheden i luft,  $\dot{D}_\beta$ , kan denne beregnes for en aktivitet,  $Q$ , i afstanden,  $a$ , efter:

$$\dot{D}_\beta = B(a) \cdot \frac{Q}{a^2} \quad (33)$$

Formlen kan ikke bruges for afstande mellem kilde og målepunkt, som er større end  $\beta$ -strålingens rækkevidde i luft. Nedenstående figur 3.4 viser  $B(a)$  for enkelte udvalgte nuklider.



Figur 3.4.  $\beta$ -dosishastighedsfunktion for udvalgte nuklider.

$\beta$ -dosishastigheden i luft i cm-afstande fra en  $\beta$ -/ $\gamma$ -kilde kan være op til flere hundrede gange større end  $\gamma$ -dosishastigheden i samme afstand.

## 3.2 Intern bestråling

Ved intern bestråling af det menneskelige legeme forstår man bestråling af legemet fra kilder, der befinder sig i legemet.

### 3.2.1 Optagelse i organismen

Radioaktivt materiale kan optages i organismen på flere forskellige måder. De mest almindelige er ved indånding af forurenede luft eller spisning af forurenede fødevarer. Optagelse kan også ske direkte gennem huden, som der er tilfældet med tritieret vand eller eventuelt direkte i blodbanen via et åbent sår.

Det optagne stof vil fordele sig i kroppens forskellige organer afhængig af følgende faktorer:

- indtagsmåde
- stoffets art (hvilket grundstof)
- stoffets kemiske form

Indåndes f.eks. plutonium i opløselig form vil en betragtelig del koncentreres i knoglerne via lunger og blod. Indtages derimod plutonium ved spisning i en uopløselig form, vil kun en forsvindende del nå knoglerne. Også andre stoffer er "knoglesøgere", når de er på opløselig form, f.eks. radium og strontium. Jod er altid på opløselig form, og en væsentlig del af den mængde, der indtages i organismen ved indånding eller spisning, optages i skjoldbruskkirtlen via blodet.

### 3.2.2 Udskillelse fra organismen

Når radioaktivt materiale er blevet optaget i organismen, vil det forblive der i kortere eller længere tid, idet det efterhånden fjernes på grund af biologisk udskillelse og radioaktivt henfald. Den biologiske udskillelseshastighed fra hele kroppen er afhængig af i hvilke organer aktiviteten optages. Opløseligt strontium vil hovedsageligt optages i knoglerne og kun udskilles meget langsomt herfra, hvorimod tritieret vand, som optages i blødt kropsvæv udskilles biologisk i løbet af få uger (fortrinsvis via urinudskillelse).

Den biologiske udskillelse sker gennem urin, afføring, sved eller udånding. Udskillelsesforløb for stabile grundstoffer, som vi i spormængder udsættes for i det daglige miljø, har dannet grundlag for de **udskillelsesfunktioner** og **tilbageholdelsesfunktioner**, der er beskrevet i ICRP publikationerne 10, 30 og 56. Ved udskillelses- og tilbageholdelsesfunktioner forstås de matematiske udtryk for henholdsvis den stofmængde der pr. tidsenhed udskilles fra kroppen og den stofmængde, der er tilbageholdt i kroppen, begge til vilkårlige tidspunkter efter indtaget.

Udskillelseshastigheden for indtaget aktivitet kan i nogle tilfælde øges, hvorved dosis bliver reduceret. Hvis f.eks. tritieret vand er indåndet i form af vanddamp eller på anden måde er blevet optaget i organismen, vil det fordele sig i det bløde væv og udskilles hovedsageligt via urin. Ved et forøget væskeindtag vil udskillelseshastigheden af tritieret vand kunne forøges, hvorved dosis vil blive reduceret.

En anden form for dosisreducerende foranstaltning er at forhindre optagelsen af indtaget aktivitet i kroppens organer. Hvis man indtager stabilt jod (f.eks. i form af kalium-jodid tabletter), kan skjoldbruskkirtlen mættes med inaktivt jod. Hvis man herefter indånder radioaktivt jod, vil skjoldbruskkirtlens optagelse heraf blive væsentligt mindre end ellers. Selv om det stabile jod indtages nogle timer efter indtaget af det radioaktive jod, kan en vis dosisreduktion alligevel opnås.

### 3.2.3 Committet dosis

I det tidsrum hvor radioaktivt materiale befinder sig i kroppens organer, vil det bestråle organerne. Udsender aktiviteten i et organ både  $\alpha$ -,  $\beta$ - og  $\gamma$ -stråling, vil hele  $\alpha$ -energien, hele  $\beta$ -energien og en del af  $\gamma$ -energien afsættes i selve organet. En del af  $\gamma$ -energien vil desuden afsættes i andre organer.

Den akkumulerede organdosis fra både egenbestrålingen og den gensidige bestråling over en periode på 50 år efter et indtag kaldes organets **committede ækvivalent dosis**,  $H_T(50)$ . Summeres de enkelte organers committede ækvivalente doser vægtet med organernes vævsvægtfaktorer fås **den committede, effektive dosis**,  $E(50)$ :

$$E(50) = \sum_T w_T \cdot H_T(50) \quad (34)$$

Den committede, effektive dosis,  $E(50)$ , er ligesom den effektive dosis,  $E$ , en regnestørrelse. Enheden for både  $H_T$  og  $E(50)$  er Sv.

I tabel 3.1 er vist værdier af den committede, effektive dosis pr. enhedsindtag,  $e(50)$ , for en række radionuklider. Den committede, effektive dosis fra et aktivtetsindtag på  $Q_0$  beregnes som  $E(50) = Q_0 \cdot e(50)$ . Enheden for  $e(50)$  er Sv·Bq<sup>-1</sup>.

*Tabel 3.1. Committet, effektiv dosis pr. aktivitetseenhed,  $e(50)$ , fra indånding og spisning af forskellige radionuklider.*

| Radionuklid       | Committet, effektiv dosis, $e(50)$<br>[Sv/Bq] |                     |
|-------------------|---|---------------------|
|                   | Indånding                                     | Spisning            |
| <sup>3</sup> H    | 2·10 <sup>-11</sup>                           | 2·10 <sup>-11</sup> |
| <sup>32</sup> P   | 4·10 <sup>-9</sup>                            | 3·10 <sup>-9</sup>  |
| <sup>35</sup> S   | 7·10 <sup>-10</sup>                           | 3·10 <sup>-10</sup> |
| <sup>60</sup> Co  | 5·10 <sup>-8</sup>                            | 7·10 <sup>-9</sup>  |
| <sup>90</sup> Sr  | 3·10 <sup>-7</sup>                            | 3·10 <sup>-8</sup>  |
| <sup>106</sup> Ru | 1·10 <sup>-7</sup>                            | 1·10 <sup>-8</sup>  |
| <sup>129</sup> I  | 7·10 <sup>-8</sup>                            | 1·10 <sup>-7</sup>  |
| <sup>131</sup> I  | 2·10 <sup>-8</sup>                            | 3·10 <sup>-8</sup>  |
| <sup>134</sup> Cs | 1·10 <sup>-8</sup>                            | 2·10 <sup>-8</sup>  |
| <sup>137</sup> Cs | 1·10 <sup>-8</sup>                            | 2·10 <sup>-8</sup>  |
| <sup>210</sup> Po | 2·10 <sup>-6</sup>                            | 2·10 <sup>-7</sup>  |
| <sup>226</sup> Ra | 2·10 <sup>-6</sup>                            | 2·10 <sup>-7</sup>  |
| <sup>238</sup> U  | 3·10 <sup>-5</sup>                            | 3·10 <sup>-8</sup>  |
| <sup>239</sup> Pu | 7·10 <sup>-5</sup>                            | 5·10 <sup>-7</sup>  |

Dosisfaktorerne i tabel 3.1 er angivet for de kemiske forbindelser, der giver de **største** doser pr. enhedsindtag.

### 3.2.4 Bestemmelse af aktivtetsindtag

Størrelsen af det oprindelige indtag,  $Q_0$ , kan bestemmes på to principielt forskellige måder.

### Metode 1 (udskillelsesmåling)

$Q_0$  er aktiviteten af den indtagne radionuklid (Bq)

$Y(t)$  er den relative udskillelseshastighed ( $\text{dag}^{-1}$ )

$\mathcal{E}(t)$  er udskillelseshastigheden fra kroppen ( $\text{Bq} \cdot \text{dag}^{-1}$ )

$\lambda$  er henfaldskonstanten for den indtagne radionuklid

Indtages aktivitetsmængden,  $Q_0$ , vil udskillelseshastigheden fra kroppen,  $\mathcal{E}(t)$ , til tiden  $\tau$  efter indtaget være beskrevet ved:

$$\mathcal{E}(\tau) = Q_0 \cdot Y(\tau) \cdot e^{-\lambda \cdot \tau} \quad (35)$$

$Y(t)$  kan bl.a. findes i ICRP publikation 10. Relationen mellem udskillelseshastigheden,  $\mathcal{E}(\tau)$ , og urinkoncentrationen,  $C(\tau)$ , er følgende:

$$u \cdot C(\tau) = \mathcal{E}(\tau) \cdot F_u \quad (36)$$

$F_u$  er den brøkdel af den samlede udskillelse, der sker gennem urinen, og  $u$  er urinafgivelsen i liter pr. dag (ca. 1.5 liter/dag). Sammenhængen mellem indtaget,  $Q_0$ , og den målte urinkoncentration,  $C(\tau)$ , bliver således:

$$\frac{C(\tau)}{Q_0} = Y(\tau) \cdot \frac{F_u}{u} \cdot e^{-\lambda \cdot \tau} \quad (37)$$

Eksempelvis gælder for tritieret vand, at  $F_u = 0.6$ , og  $Y(t) = 0.07 \cdot e^{-0.07 \cdot t}$ .

### Metode 2 (tilbageholdelsesmåling)

$Q_0$  er aktiviteten af den indtagne radionuklid (Bq)

$R(t)$  er den relative tilbageholdelsesfunktion, dvs. den brøkdel af den indtagne aktivitet, der er tilbageholdt i kroppen til tiden  $t$  efter indtaget

$Q(t)$  er den målte aktivitet i kroppen (Bq)

$\lambda$  er henfaldskonstanten for den indtagne radionuklid

Måles aktiviteten i kroppen (i f.eks. en helkropstæller) til tiden  $\tau$  efter et indtag,  $Q_0$ , kan sammenhængen mellem den indtagne mængde,  $Q_0$ , og det målte kropsindhold,  $Q(\tau)$ , beregnes af:

$$Q(\tau) = Q_0 \cdot R(\tau) \cdot e^{-\lambda \cdot \tau} \quad (38)$$

Eksempelvis kan  $R(t)$  for  $^{137}\text{Cs}$  i en kemisk let opløselig form beskrives som  $R(t) = 0.1 \cdot e^{-0.35 \cdot t} + 0.9 \cdot e^{-0.007 \cdot t}$ .

### Eksempel 5

En person har indåndet tritieret vand, og en måling af tritiumkoncentrationen,  $C(\tau)$  i en urinprøve afgivet 5 dage efter indtaget viser 10  $\text{kBq} \cdot \ell^{-1}$ . Hvor stor bliver den committede, effektive dosis fra indtaget?

Først beregnes koncentrationen pr. enhedsindtag:

$$\begin{aligned} \frac{C(\tau)}{Q_0} &= Y(\tau) \cdot \frac{F_u}{u} \cdot e^{-\lambda \cdot \tau} \cong Y(\tau) \cdot \frac{F_u}{u} \\ &= 0.07 \cdot e^{-0.07 \cdot 5} \cdot \frac{0.6}{1.5} = 0.02 \text{ kBq} \cdot \ell^{-1} / \text{kBq} \end{aligned}$$

Indtaget,  $Q_0$ , kan da beregnes til:

$$Q_0 = \frac{C(\tau)}{C(\tau)/Q_0} = \frac{10 \text{ kBq} \cdot \ell^{-1}}{0.02 \text{ kBq} \cdot \ell^{-1} / \text{kBq}} = 500 \text{ kBq}$$

Den committede effektive dosis,  $E(50)$ , beregnes af:

$$E(50) = e(50) \cdot Q_0 = 2 \cdot 10^{-11} \text{ Sv/Bq} \cdot 500 \cdot 10^3 \text{ Bq} = \underline{10 \text{ } \mu\text{Sv}}$$

## 4 Strålingsbiologi

Fra den tidlige strålingsbiologiske forskning ved man, at en celle, der er blevet strålingsbeskadiget, enten vil dø uden den normale celledeling, eller vil overleve og dele sig. Ved delingen kan der være risiko for at overføre en strålingsinduceret skade til dattercellerne. Der er gennem de sidste 30-40 år opnået kendskab til, hvorledes en celle overfører information til sine datterceller gennem den kemiske struktur af cellernes DNA-molekyler. Denne viden sandsynliggør, at de forskellige skadelige virkninger af ioniserende stråling på levende organismer stort set skyldes én af tre grundlæggende biologiske mekanismer:

- 1) celledød
- 2) multiplikation af skadede kønsceller, der kan medføre, at der fødes børn med arvelige sygdomme
- 3) multiplikation af skadede celler, der bliver utilstrækkeligt kontrolleret af de normale kropsprocesser med cancerceller som resultat.

Skader som følger af 1) kaldes **deterministiske**, hvorimod skader som følge af 2) og 3) kaldes **stokastiske**.

For deterministiske skader gælder, at de kun viser sig ved doser over en vis størrelse (tærskeldosis) og med stigende alvorlighed ved stigende doser.

For stokastiske skader gælder, at sandsynligheden for at skaden overhovedet vil vise sig en gang i fremtiden, vokser med strålingsdosens størrelse, hvorimod alvorligheden af skaden, hvis den viser sig, er uafhængig af dosens størrelse. Forholdet kan sammenlignes med at spille i lotteriet. Sandsynligheden for gevinst stiger med antallet af lodder ( $\sim$  dosis), medens gevinstens størrelse ( $\sim$  skadens alvorlighed) er uafhængig af antallet af lodder.

### 4.1 Deterministiske skader

Deterministiske strålingsskader optræder kun hos den person, som har været udsat for bestrålingen (**somatiske skader**). Skaderne skyldes celledød på grund af ureparerede, brudte DNA-molekyler. Sandsynligheden for at en celle vil dø (ophøre med at dele sig) som følge af en given dosis afhænger af cellens vækst- og delingscyklus på bestrålingstidspunktet. Celledød forårsaget af stråling er mere sandsynlig under celledelingen end under mere "rolige" faser af cellens cyklus. Derfor vil en given strålingsdosis dræbe en større del af cellerne i væv, hvis celler deler sig hyppigt, end i væv, hvis celler sjældent deler sig. Dette er grunden til, at hurtigt voksende cancerceller i en tumor kan dræbes ved hjælp af strålingsterapi uden overdreven ødelæggelse af det omkringliggende raske væv.

Kroppens forskellige typer af væv indeholder mange forskellige celletyper med forskellige celledelingshastigheder. Derfor har de forskellige væv også en forskellig strålingsfølsomhed med hensyn til deterministiske skader.

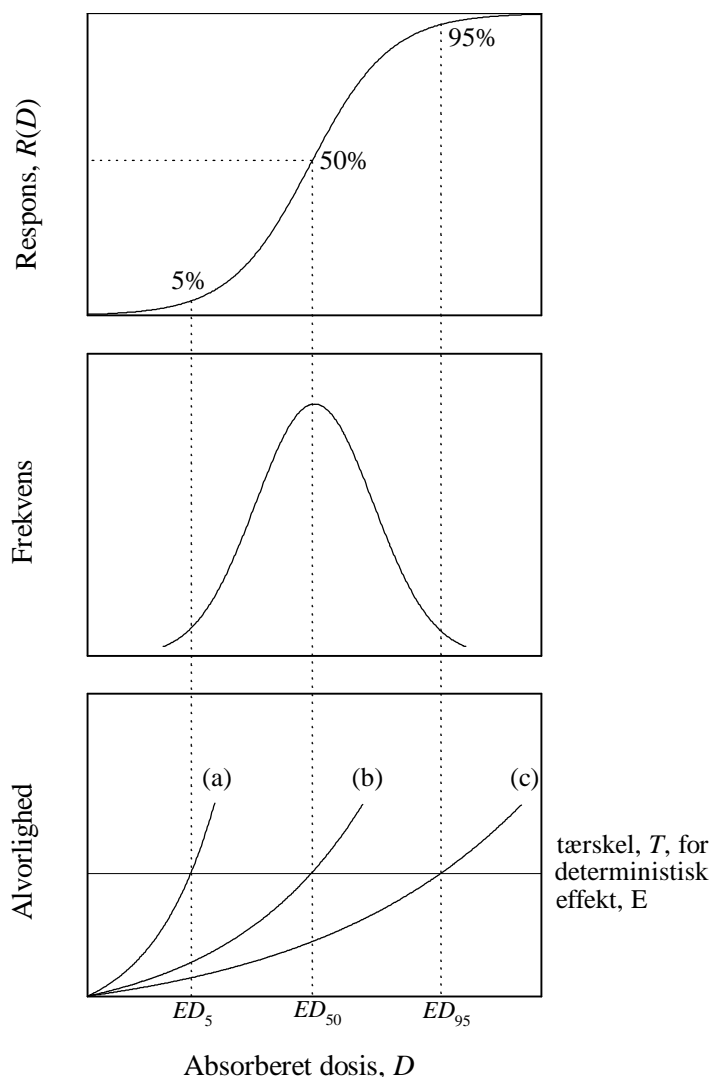
Symptomerne hos en person, der har været udsat for bestråling, afhænger af, om der er tale om helkrops- eller delkropsbestråling, og i sidstnævnte tilfælde vil forløbet være afhængigt af hvilke organer eller væv, der bestråles. Skaden vil også være afhængig af den dosishastighed, hvormed en given dosis er givet.

#### 4.1.1 Dosisrespons

Dosisresponsen,  $R(D)$ , for en given skadetype har et karakteristisk forløb. For doser fra 0 og op til og med **tærskeldosis**, viser skaden sig ikke i en bestrålet gruppe personer. Ved doser lige over tærskeldosis begynder skader at vise sig hos de mest

strålingsfølsomme personer. Ved en tilstrækkelig høj dosis, udviser dosisresponsen et mætningsforløb på 100%, dvs. at ved doser større end **mætningsdosis** vil skaden vise sig hos alle bestrålede personer.

Grunden til at der for hver skadetype findes en tærskeldosis er, at de fleste organer har en stor reservekapacitet af celler, og at den normale funktion af organet derfor kan opretholdes, selv om en del af cellerne er gået til grunde ved bestrålingen med doser under tærskeldosen. Figur 4.1 viser sammenhængen mellem strålingsdosis og deterministiske skader.



*Figur 4.1. Dosisrespons,  $R(D)$ , og alvorlighed af en deterministisk skade, defineret som en given sygdomstilstand, som funktion af strålingsdosis. Kurverne (a), (b) og (c) udtrykker variationen af strålingsfølsomheden blandt individerne i en bestrålet gruppe af personer.*

Det fremgår af figuren, at alvorligheden af en deterministisk skade vokser hurtigere med strålingsdosis for de mest følsomme personer i en bestrålet gruppe (kurve a), end hos personer, som er mindre følsomme (kurverne b og c). Dosisresponsen,  $R(D)$ , varierer mellem 0 og 100% i det dosisområde, hvor forskellige personer passerer den **samme** tærskel,  $E$ , af alvorlighed (f.eks. dødsfald af strålingssyge). Den udtrykker altså sandsynligheden, dvs. hyppigheden, af den givne skade i hele den bestrålede befolkningsgruppe, og den kan udtrykkes som:

$$R(D) = \frac{n(D)}{N} \quad (39)$$

hvor  $N$  er antallet af personer, og  $n(D)$  er den brøkdel af  $N$ , som efter at have modtaget dosen  $D$  har fået skaden.

Kurveformen for responsen  $R(D)$  er normalt S-formet. Dette afspejler, at den grundlæggende fordeling af strålingsfølsomheden i de fleste populationer er en normalfordeling som vist på figur 4.1.

#### 4.1.2 Tærskeldoser for deterministiske skader

Kroppens forskellige typer af væv består af forskellige celletyper, som alle har forskellig strålingsfølsomhed hvad angår deterministiske skader. Typisk for alle typer af deterministiske skader er, at skaden først optræder over en vis tærskeldosis, og da med stigende alvorlighed ved stigende dosis.

I tabel 4.1 er tærskeldosis vist for forskellige deterministiske skader.

*Tabel 4.1. Tærskeldoser for forskellige deterministiske strålingsskader efter doser fra  $\beta$ - eller  $\gamma$ -stråling givet over kort tid til enkeltorganer og til hele kroppen.*

| Tærskeldoser og deterministiske skader |                   |                                      |                             |
|--|-------------------|--------------------------------------|-----------------------------|
| Organ                                  | Tærskeldosis (Gy) | Deterministisk skade                 |                             |
|  |                   | Skadetype                            | Tidspunkt for skade         |
| Hele kroppen                           | 1<br>0.5          | død<br>opkastning                    | 1 - 2 måneder<br>første dag |
| Lunger                                 | 6                 | død                                  | 2 - 12 måneder              |
| Huden                                  | 3                 | hudrødmen                            | 1 - 3 uger                  |
| Skjoldbruskkirtel                      | 5                 | underaktivitet af skjoldbruskkirtlen | ét - flere år               |
| Øjelinser                              | 2                 | stær                                 | 6 mdr - flere år            |
| Gonader                                | 2 - 3             | permanent sterilitet                 | uger                        |

$\beta$ -,  $\gamma$ - og røntgenstråling kaldes "lav-LET" stråling. LET står for **L**inear **E**nergy **T**ransfer, som beskriver energitabet pr. vejlængdeenhed (normalt angivet i enheden  $\text{keV}/\mu\text{m}$ ) af de frigjorte ladede partikler. Høj-LET stråling som eksempelvis neutron-, proton- og  $\alpha$ -stråling er ofte mere effektiv pr. dosisenhed til at frembringe deterministiske skader. Denne større effektivitet kan **ikke** beskrives ved kvalitets- eller strålingsvægtfaktorerne.

## 4.2 Stokastiske skader

Stokastiske strålingsskader skyldes fejlreparerede DNA-molekyler i form af kromosom- eller genmutationer, der medfører en ændret opførsel af generne i de berørte celler. Hvis skaderne sker i kønscellerne, kan de overføres til fremtidige generationer, og man taler da om **genetiske skader**. Hvis skaderne derimod sker i andre celler end kønscellerne, og de således kun kan optræde hos det bestrålede individ, taler man om **somatiske skader**.

For stokastiske skader, både de somatiske og de genetiske, angives virkningen af strålingsdoser ved såkaldte **risikofaktorer** i f.eks. enheden procent pr. sievert eller pr. gray.

### 4.2.1 Dosisrespons

Observationer af den forøgede cancerhyppighed i bestrålede befolkningsgrupper danner grundlaget for bestemmelse af risikofaktorer for strålingsinduceret cancer i forskellige organer. Der er hovedsageligt 3 bestrålede befolkningsgrupper, der er blevet fulgt i de sidste 30 - 40 år, nemlig Hiroshima/Nagasaki befolkningerne, Ankylosing Spondylitis patienter (gigt i rygsøjlen) og halskræft patienter, i alt ca. 300 000 personer.

Der er to hovedformål med disse epidemiologiske studier. Det ene er at bestemme det samlede antal ekstra cancertilfælde (ud over det “naturlige” antal tilfælde) i løbet af den resterende levetid for **alle** de bestrålede personer. Det andet hovedformål er at bestemme sammenhængen mellem indviddoser,  $D$ , til bestrålede personer af forskellig alder og køn og responsen i form af en forøget risiko for cancer, også kaldet dosisresponsen,  $R(D)$ .

Bestemmelsen af de samlede antal ekstra cancertilfælde i en bestrålet gruppe kan i princippet kun foretages, hvis gruppen følges i hele dens levetid, dvs. omkring 70 år efter bestrålingen, indtil de, der var yngst på bestrålingstidspunktet, har nået den gennemsnitlige levealder for den betragtede befolkning. De igangværende undersøgelser har imidlertid kun strakt sig over 45 år, og det er derfor nødvendigt at ekstrapolere fra de allerede fundne ekstra tilfælde yderligere 25 - 30 år ud i fremtiden. Hertil anvendes såkaldte **risiko projektns modeller**. Der anvendes to forskellige projektnsmodeller, nemlig **den absolutte (additive) risikomodel** og **den relative (multiplikative) risikomodel**.

Et af de centrale problemer i bestemmelsen af strålingsrisikoen for cancer er formen på dosisresponskurven,  $R(D)$ . Flere forskellige responsmodeller har været foreslået, og de omfatter en lineær model, en lineær-kvadratisk model og en kvadratisk model. Hver af disse kan endvidere udbygges med en aftagende respons ved meget høje doser, hvor risikoen for cancerinduktion falder som følge af en “konkurrerende” celledød.

Alle de nævnte responsmodeller er specialtilfælde af den generelle form:

$$R(D) = (aD + bD^2) \cdot \exp(-fD - gD^2) \quad (40)$$

hvor  $D$  er den absorberede dosis, og  $a$ ,  $b$ ,  $f$  og  $g$  er koefficienter, som kan bestemmes fra epidemiologiske data, hvis disse er tilstrækkeligt statistisk sikre. Ses der bort fra eksponentialfunktionen, som korrigerer for celledød ved meget høje doser, fås den lineære model for  $b = 0$ , den kvadratiske model for  $a = 0$  og den lineær-kvadratiske model for  $a > 0$  og  $b > 0$ .

### 4.2.2 Risikofaktorer for stokastiske skader

FN's videnskabelige komite vedrørende strålingseffekter (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR)) har på grundlag af henholdsvis den relative og den absolutte risikomodel og de fundne ekstra cancertilfælde i de tre nævnte befolkningsgrupper beregnet dels en livstidsrisiko for strålingsinduceret cancer og dels et levetidstab fra organdoser på 1 Gy, i begge tilfælde for doser givet med høj dosishastighed. De fundne data for strålingsrisikoen gælder altså for høje doser og dosishastigheder, og de kan derfor ikke uden videre anvendes ved lave doser og dosishastigheder.

UNSCEAR komiteen har gennemgået de væsentlige data fra dyreforsøg og andre epidemiologiske studier og konkluderer på grundlag heraf, at risikofaktoren for lave doser og dosishastigheder vil være en faktor 2 - 10 gange lavere end de ukorrigerede risikofaktorer for høje doser og dosishastigheder. Mange af de eksperimentelle data fra dyreforsøg viser en dosisresponskurve, der er konkav opad, og som derfor kan beskrives med en lineær-kvadratisk eller en kvadratisk responskurve.



Inden for strålingsbeskyttelsen antager man imidlertid, at der er en lineær sammenhæng mellem risiko og strålingsdosis (linearitetsprincippet). I tabel 4.2 er vist risikofaktorer for både kræftdødsfald og genetiske skader. Risikofaktorerne er angivet for lave doser givet med lav dosishastighed. For de somatiske skader er risikofaktoren angivet for både en erhvervsbefolkning (18 - 65 år) og for en total befolkning (0 - 70 år).

*Tabel 4.2. Totale risikofaktorer for stokastiske strålingsskader som følge af helkropsbestråling med lave doser og lave dosishastigheder.*

| Totale risikofaktorer for stokastiske skader (% pr. mSv) |           |                    |                   |
|--|-----------|--------------------|-------------------|
| Kræftdødsfald  |           | Genetiske skader   |                   |
| 18 - 65 år   | 0 - 70 år | 1. + 2. generation | alle generationer |
| 0.004  | 0.005     | 0.0001             | 0.0005            |

Hvis en person mellem 18 og 65 år har modtaget en helkropsdosis på eksempelvis 5 mSv, vil denne persons risiko for at få en strålingsbetinget cancer være 0.004%  $\text{mSv}^{-1} \cdot 5 \text{ mSv} = 0.02\%$ . Personen har derved øget sin gennemsnitlige livstidsrisiko for kræft fra ca. 22% (af "naturlige" årsager) til 22.02%.

## 5 Strålingsbeskyttelsesprincipper

Strålingsbeskyttelsesnormer beskriver principperne for beskyttelse af personer og deres efterkommere mod ioniserende stråling fra ønskede strålingskilder (praksis), eller fra uønskede strålingskilder (intervention), som f.eks. naturligt forekommende kilder eller kilder som følge af uheld. Principperne for beskyttelse mod ønskede og uønskede strålingskilder er forskellige, selvom en del af metodikken er fælles for de to beskyttelsessystemer.

Den internationale strålingsbeskyttelseskommision ICRP (**I**nternational **C**ommission on **R**adiological **P**rotection) udarbejder de grundlæggende principper for strålingsbeskyttelse. ICRP's anbefalinger danner grundlaget for de fleste nationale myndigheders lovgivning på strålingsbeskyttelsesområdet. Den danske lovgivning på strålingsbeskyttelsesområdet udarbejdes af Statens Institut for Strålehygiejne (SIS) under Sundhedsstyrelsen på grundlag af EF-direktiver, der tager udgangspunkt i ICRP's anbefalinger.

### 5.1 Beskyttelsesprincipper for en praksis

De skadelige virkninger af ioniserende stråling kan opdeles i **stokastiske** og **deterministiske** skader. For de stokastiske skader gælder, at det alene er sandsynligheden (risikoen) for at skaden indtræder, der afhænger af strålingsdosisens størrelse, men ikke skadens alvorlighed. For de deterministiske skader gælder, at det er skadens alvorlighed, som afhænger af strålingsdosis størrelse, og at der er en nedre dosis (tærskel), hvorunder der ikke kan ske nogen skade.

Det overordnede mål for strålingsbeskyttelsen er at **forhindre** deterministiske skader og at **begrænse sandsynligheden** for stokastiske skader til et acceptabelt niveau. Et yderligere mål er at sikre, at alt arbejde, der medfører strålings-

udsættelse, kan retfærdiggøres. Disse mål søges nået gennem ICRP's anbefalinger, som omfatter tre grundregler:

- retfærdiggørelse af en praksis
- optimering af beskyttelsesforanstaltninger
- holde individdoser under fastsatte dosisgrænser

De tre grundregler er behandlet i de følgende afsnit.

### 5.1.1 Retfærdiggørelse

Den 1. grundregel i ICRP's strålingsbeskyttelsessystem kan udtrykkes på følgende måde:

**Ingen praksis (arbejde, operation etc.) må accepteres, med mindre dens udførelse resulterer i en nettogevinst**

eller udtrykt på en anden måde:

**Ved enhver anvendelse af ioniserende stråling skal fordelene opveje eventuelle risikomomenter**

Nettogevinsten af en praksis, som involverer strålingsudsættelse, kan udtrykkes som forskellen mellem dens bruttogevinst og omkostningerne.

Omkostningerne kan inddeles i tre komponenter: "Produktionsomkostninger", beskyttelsesomkostninger,  $X$ , og omkostningen,  $Y$ , af den forventede skadevirkning af de samlede restdoser (kollektiv dosis) fra operationen efter indførelsen af beskyttelsen. Operationen er retfærdiggjort, når nettogevinsten er positiv.

Omkostningen,  $Y$ , af den forventede skadevirkning af den kollektive restdosis,  $S$ , kan beregnes som:

$$Y = \alpha \cdot S \quad (41)$$

hvor  $\alpha$  er den pengemæssige værdi af en kollektiv dosisenhed. Fastsættelsen af værdien for  $\alpha$  er ikke uden problemer, idet det er den samfundsmæssige værdi af et undgået kræfttilfælde, der skal "prisfastsættes". Derfor vil politiske og subjektive betragtninger ofte blive indblandet. Til de fleste praktiske formål kan  $\alpha$ -værdien sættes til 100 000 – 200 000 kr. pr. sievert, svarende til 100 000 – 200 000 kr. pr. undgået statistisk tabt leveår (1990 priser).

Princippet for retfærdiggørelse skal anvendes på en given situation med dens specifikke gevinst og omkostninger. Det skal derimod ikke bruges til at sammenligne forskellige situationer og udpege den, som har den største gevinst. Har alle alternativer en positiv nettogevinst, er **alle** retfærdiggjorte set fra et strålingsbeskyttelsessynspunkt. Det optimale beskyttelsesniveau skal findes ved optimering.

### 5.1.2 Optimering

Den 2. grundregel i ICRP's strålingsbeskyttelsessystem kan udtrykkes som:

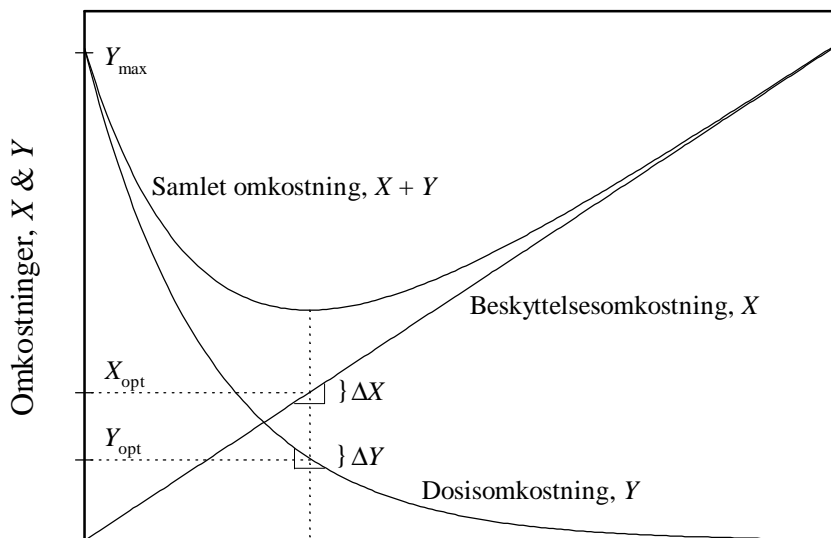
**Alle retfærdiggjorte strålingsdoser skal holdes så lave som det med rimelighed kan opnås under hensyntagen til økonomiske og samfundsmæssige forhold**

Dette princip kaldes ofte ALARA-princippet (**A**s **L**ow **A**s **R**easonable **A**chievable) og er den vigtigste af ICRP's grundregler vedrørende dosisbegrænsning, og den gælder for individuelle doser under dosisgrænserne (se afsnit 5.1.3).

Nøgleordet er her "med rimelighed", og betydningen er, at der i en given situation hverken skal bruges for mange eller for få midler til strålingsbeskyttelsesforanstaltninger. Der kan f.eks. være tale om opbygningen af en strålingsafskærmning omkring en  $\gamma$ -kilde, der i uafskærmet tilstand ville kunne bestråle et

vist antal personer med betragtelige doser. I en sådan situation vil det være i strid med optimeringsprincippet at bruge så mange midler til beskyttelse, at de resulterende  $\gamma$ -doser ville blive nul. Ligeledes ville det være forkert ikke at anvende nogen form for afskærmning overhovedet.

Den "optimale" beskyttelse i en given situation vil være bestemt af prisen,  $X$ , på beskyttelsesforanstaltningerne. Disse beskyttelsesforanstaltninger kan være afskærmning, indeslutning, ventilation etc. Prisen vil desuden afhænge af størrelsen af den samlede kollektive dosis,  $S$ . Der findes forskellige optimeringsmetoder, hvoraf **differentiel omkostning-nytte analyse** er en hyppigt anvendt metode. Metoden giver et minimum for de samlede omkostninger,  $X + Y$ , og dermed en



*Figur 5.1. Omkostningsforløb for dosisomkostningen,  $Y$ , og beskyttelsesomkostningen,  $X$ , ved en given praksis.*

Af figuren ses, at uden beskyttelse ( $X = 0$ ) er dosisomkostningen størst ( $Y_{max}$ ). Med voksende beskyttelse falder doserne og dermed dosisomkostningen. De samlede omkostninger,  $X + Y$ , vil ved en given beskyttelsesomkostning udvise et minimum, når en lille forøgelse af beskyttelsesomkostningerne,  $\Delta X$ , netop bliver lig med den resulterende reduktion af dosisomkostningen,  $-\Delta Y$ . Dette er den optimale løsning med den optimale beskyttelsesomkostning,  $X_{opt}$ , og den tilsvarende optimale kollektive restdosis,  $S_{opt} = Y_{opt}/\alpha$ .

### 5.1.3 Dosisgrænser

Den 3. grundregel i ICRP's system for strålingsbeskyttelse lyder:

**Summen af eksterne effektive doser og committede (50-års) effektive doser fra praksis i en given periode må ikke overskride fastsatte dosisgrænser**

Dosisgrænser anvendes kun for normale driftsituationer (praksis), hvor bestråling kan forudses, og hvor strålingskilden er under kontrol. Dosisgrænserne omfatter ikke medicinsk bestråling og bestråling fra naturligt forekommende kilder. Dosisgrænser må **ikke** opfattes som en skillelinie mellem sikkerhed og fare. Hvis en dosisgrænse kun er blevet overskredet lidt, har det større betydning, at der åbenbart har været en fejl i dosiskontrollen og -overvågningen (som naturligvis skal rettes), end at en eller flere personer har overskredet dosisgrænsen.

ICRP har anbefalet en dosisgrænse for ensartet bestråling af hele kroppen, men samtidig anbefalet et system, som sikrer, at den totale risiko fra bestråling af enkeltorganer og væv i kroppen ikke overskrider risikoen fra en ensartet bestråling af hele kroppen. Dette system anvender begrebet **effektiv dosis** (se afsnit 2.5). ICRP har derudover anbefalet dosisgrænser for enkeltorganer og væv for at undgå ikke-stokastiske skader. Tabel 5.1 viser de dosisgrænser, der anbefales af Statens Institut for Strålehygiejne.

*Tabel 5.1. Dosisgrænser til erhvervsmæssigt strålingsudsatte og til befolkningen.*

| Persongrupper  | Dosisgrænser   |                    |                              |
|--|----------------|--------------------|------------------------------|
|  | Effektiv dosis | Hud, ekstremiteter | Ækvivalentdosis<br>Øjelinser |
| <b>Erhvervsmæssigt strålingsudsatte:</b>                             |                |                    |                              |
| Mænd og kvinder  | 20 mSv/år      | 500 mSv/år         | 150 mSv/år                   |
| Gravide kvinder<br>(under graviditet)                                | 1 mSv          | -                  | -                            |
| <b>Lærlinge/studerende:</b>  |                |                    |                              |
| Over 18 år og under uddannelse til erhverv med strålingsudsættelse   | 20 mSv/år      | 500 mSv/år         | 150 mSv/år                   |
| 16 til 18 år og under uddannelse til erhverv med strålingsudsættelse | 6 mSv/år       | 150 mSv/år         | 50 mSv/år                    |
| Lærlinge/studerende ikke omfattet af ovenstående                     | 1 mSv/år       | 50 mSv/år          | 15 mSv/år                    |
| <b>Befolkningen:</b>   | 1 mSv/år       | 50 mSv/år          | 15 mSv/år                    |

#### 5.1.4 Sekundære grænseværdier (ALI)

Når radioaktive stoffer indtages i organismen enten via indånding eller via munden, vil det give anledning til committede doser i kroppens organer. På grundlag af de primære dosisgrænser, som er omtalt i afsnit 5.1.3, kan man fastsætte sekundære grænseværdier for indtag af radionuklider, således at de committede doser ikke overskrider dosisgrænserne. Grænsen for årligt indtag, ALI (**A**nnual **L**imit on **I**ntake), af en given radionuklid enten fra indånding eller spisning er en sådan sekundær grænseværdi. ALI fastsættes som det årlige indtag, der giver en committed, effektiv dosis på 20 mSv:

$$ALI = \frac{20 \text{ mSv}}{\sum_T w_T \cdot h_T(50)} = \frac{20 \text{ mSv}}{e(50)} \quad (42)$$

hvor

$h_T(50)$  er den committede ækvivalent dosis til organet eller vævet  $T$  fra et indtag på 1 Bq via den givne indtagsmåde

$e(50)$  den committede effektive dosis fra et indtag på 1 Bq via den givne indtagsmåde (se tabel 3.1)

$w_T$  er vævsvægtfaktoren for organet eller vævet  $T$  (se afsnit 2.5)

Den committede effektive dosis,  $e(50)$ , afhænger af både radionuklid og indtagsmåde (indånding eller indtag via munden). I tabel 5.2 er vist ALI-værdier for henholdsvis indånding og spisning for en række udvalgte radionuklider.

Tabel 5.2. ALI for indånding og spisning af forskellige radionuklider.

| Radionuklid       | Grænse for årligt indtag, ALI |                |
|-------------------|-------------------------------|----------------|
|                   | Indånding                     | Spisning       |
| $^3\text{H}$      | $1 \cdot 10^9$                | $1 \cdot 10^9$ |
| $^{32}\text{P}$   | $1 \cdot 10^7$                | $8 \cdot 10^6$ |
| $^{35}\text{S}$   | $2 \cdot 10^8$                | $1 \cdot 10^8$ |
| $^{60}\text{Co}$  | $2 \cdot 10^6$                | $7 \cdot 10^6$ |
| $^{90}\text{Sr}$  | $4 \cdot 10^5$                | $6 \cdot 10^5$ |
| $^{106}\text{Ru}$ | $1 \cdot 10^6$                | $2 \cdot 10^6$ |
| $^{129}\text{I}$  | $3 \cdot 10^5$                | $2 \cdot 10^5$ |
| $^{131}\text{I}$  | $1 \cdot 10^6$                | $8 \cdot 10^5$ |
| $^{134}\text{Cs}$ | $2 \cdot 10^6$                | $1 \cdot 10^6$ |
| $^{137}\text{Cs}$ | $2 \cdot 10^6$                | $1 \cdot 10^6$ |
| $^{210}\text{Po}$ | $1 \cdot 10^4$                | $9 \cdot 10^4$ |
| $^{226}\text{Ra}$ | $9 \cdot 10^3$                | $9 \cdot 10^4$ |
| $^{238}\text{U}$  | $9 \cdot 10^4$                | $8 \cdot 10^5$ |
| $^{239}\text{Pu}$ | $3 \cdot 10^2$                | $4 \cdot 10^4$ |

Hvis der er tale om et indtag af flere radionuklider, hver med aktiviteten,  $Q_i$ , skal disse indtag begrænses til:

$$\sum_i \left( \frac{Q}{\text{ALI}} \right)_i \leq 1 \quad (43)$$

Hvis der er tale om både ekstern bestråling og indtag af forskellige radionuklider, skal indtag,  $Q_i$ , og eksterne doser,  $H$ , begrænses til:

$$\frac{H}{H_{\text{limit}}} + \sum_i \left( \frac{Q}{\text{ALI}} \right)_i \leq 1 \quad (44)$$

### 5.1.5 Afledt luftkoncentration (DAC)

#### DAC for partikelbåret aktivitet

Ud fra ALI-værdien for indånding kan man aflede (beregne) en luftkoncentration, DAC (**D**erived **A**ir **C**oncentration), der - hvis man opholder sig i en denne koncentration i et helt arbejdsår på 2000 timer ( $\approx 50$  uger á 40 timer/uge) - netop ville medføre et samlet indtag ved indånding, der er lig med ALI-værdien for den givne radionuklid.

DAC-værdien er derfor **ikke** en grænseværdi, som ikke må overskrides, men derimod en slags "hygiejnisk grænseværdi", der - hvis den ikke overskrides - sikrer, at ALI-værdien, som **er** en grænseværdi, ikke overskrides.

DAC-værdien beregnes ud fra ALI-værdien som:

$$\text{DAC} = \frac{\text{ALI}}{L} \quad (45)$$

hvor  $L$  er den samlede indåndede luftmængde på et arbejdsår. Enheden for DAC er  $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$ .

En person, som ikke udfører hårdt fysisk arbejde, vil i arbejdstiden indånde ca. 20 liter luft pr. minut. Den samlede indåndede luftmængde,  $L$ , i løbet af et arbejdsår på 2000 timer udgør 2400 m<sup>3</sup>.

### **DAC for radioaktive gasser**

Radioaktive ædelgasser optages ikke i organismen. DAC-værdien for disse radionuklider bestemmes derfor på grundlag af eksterne  $\beta$ - og  $\gamma$ -strålingsdoser til huden, øjelinserne og hele kroppen.  $\gamma$ -dosis fra ophold i kontamineret luft er både afhængig af nuklidkoncentrationen og opholdsrummets størrelse (jo større rum, desto større dosis), hvilket skyldes  $\gamma$ -strålingens lange rækkevidde i luft.  $\beta$ -dosis til hud og øjelinser er derimod kun afhængig af koncentrationen, fordi rækkevidden for  $\beta$ -partikler i luft kun er nogle få meter. DAC-værdier for ophold i små rum bestemmes derfor normalt ud fra ekstern ( $\beta + \gamma$ )-dosis til hud og øjelinser, hvorimod DAC-værdier for ophold i store rum bestemmes ud fra ekstern  $\gamma$ -dosis til hele kroppen.

### **Praktisk anvendelse af DAC**

Som nævnt er DAC-værdien ikke nogen grænseværdi, der ikke må overskrides. Eksempelvis vil dosisgrænserne ikke overskrides, hvis man opholder sig i en luftkoncentration af en given radionuklid på:

$$1 \times \text{DAC i } 2000 \text{ h/år}$$

$$2 \times \text{DAC i } 1000 \text{ —}$$

$$5 \times \text{DAC i } 400 \text{ —}$$

$$100 \times \text{DAC i } 20 \text{ —}$$

For at sikre, at dosisgrænsen ikke overskrides, skal følgende relation mellem opholdstid,  $T$ , og luftkoncentration,  $C$ , overholdes:

$$T \leq 2000 \cdot \frac{\text{DAC}}{C} \quad (46)$$

En luftkoncentration lig med DAC er relativ høj og ikke acceptabel for normale arbejdssituationer over lang tid. Ved arbejdsoperationer, som kan forårsage luftkontamination, bør der normalt anvendes beskyttelsesforanstaltninger (afsugning etc.). Arten og omfanget af disse foranstaltninger skal bestemmes på grundlag af optimeringsprincippet (se afsnit 5.1.2). I tabel 5.3 er vist DAC-værdier for en række udvalgte nuklider.

Tabel 5.3. DAC for forskellige radionuklider.

| Radionuklid       | Afledt luftkoncentration, DAC<br>[Bq/m <sup>3</sup> ] |
|-------------------|---|
| <sup>3</sup> H    | 3·10 <sup>5</sup>                                     |
| <sup>32</sup> P   | 4·10 <sup>3</sup>                                     |
| <sup>35</sup> S   | 8·10 <sup>4</sup>                                     |
| <sup>60</sup> Co  | 8·10 <sup>2</sup>                                     |
| <sup>90</sup> Sr  | 2·10 <sup>2</sup>                                     |
| <sup>106</sup> Ru | 4·10 <sup>2</sup>                                     |
| <sup>129</sup> I  | 1·10 <sup>2</sup>                                     |
| <sup>131</sup> I  | 4·10 <sup>2</sup>                                     |
| <sup>134</sup> Cs | 8·10 <sup>2</sup>                                     |
| <sup>137</sup> Cs | 8·10 <sup>2</sup>                                     |
| <sup>210</sup> Po | 4·10 <sup>0</sup>                                     |
| <sup>226</sup> Ra | 4·10 <sup>0</sup>                                     |
| <sup>238</sup> U  | 4·10 <sup>1</sup>                                     |
| <sup>239</sup> Pu | 1·10 <sup>-1</sup>                                    |

### 5.1.6 Afledte grænser for overfladekontamination

Der er ikke nogen simpel sammenhæng mellem overfladekontamination og eksponering af personer, som arbejder i forurenede områder. Fastsættelsen af afledte værdier af overfladekontamination må derfor i en vis udstrækning afhænge af erfaringsgrundlag og af nogle forenkede, men samtidig pessimistiske antagelser.

I kontaminerede områder er der to eksponeringsveje, som kan give anledning til strålingsdoser til personer, nemlig den direkte stråling ( $\beta$ - og  $\gamma$ -stråling) fra de radioaktive stoffer på de forskellige overflader og indånding af aktivitet, som hvirvles op i luften (resuspension) fra disse overflader. En normal arbejdshygienje vil derimod hindre indtag via munden.

#### Ekstern stråling fra overflader

Hvis en person opholder sig i et lokale med kontaminerede vægge og gulve, vil personen blive udsat for ekstern stråling fra den deponerede aktivitet på de enkelte overflader. Den eksterne  $\gamma$ -dosishastighed til hele kroppen 1 meter fra en overflade (gulv, væg etc.) på 100-200 m<sup>2</sup> vil for radionuklider med nogenlunde de samme  $\gamma$ -strålingsforhold som <sup>137</sup>Cs være af størrelsesordenen:

$$\dot{E}_{\text{flade},\gamma} \simeq 10^{-9} \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1} / \text{Bq} \cdot \text{m}^{-2}$$

For  $\beta$ -emittere med en maksimal energi på 1 MeV vil  $\beta$ -dosishastigheden til huden (det følsomme hudlag) være af samme størrelsesorden:

$$\dot{H}_{\text{flade},\beta} \simeq 10^{-9} \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1} / \text{Bq} \cdot \text{m}^{-2}$$

Over et helt arbejdsår på 2000 timer ville et konstant overfladekontaminationsniveau på **25 MBq/m<sup>2</sup>** give anledning til en  $\gamma$ -helkropsdosis lig med dosisgrænsen for helkropsbestråling på 50 mSv/år i enkelt-år. Tilsvarende ville et niveau på **250 MBq/m<sup>2</sup>** medføre en  $\beta$ -huddosis på 500 mSv/år svarende til dosisgrænsen for huden.

Hvis huden er kontamineret med en radionuklid, der udsender både  $\beta$ - og  $\gamma$ -stråling, vil  $\beta$ -dosis til huden normalt være meget større end den tilsvarende  $\gamma$ -dosis (100-300 gange større). For et bredt  $\beta$ -energiområde vil  $\beta$ -dosishastigheden til

det følsomme hudlag fra en hudkontamination være:

$$\dot{H}_{\text{hud},\beta} \simeq 2.5 \cdot 10^{-7} \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1} / \text{Bq} \cdot \text{m}^{-2}$$

altså 250 gange større end  $\beta$ -huddosis hastigheden fra omkringliggende flader med samme overfladekontamination. En hudkontamination på **1 MBq/m<sup>2</sup>** i et helt år ville derfor medføre en  $\beta$ -huddosis på omkring 2 Sv/år.

### Intern bestråling fra inhalation

Indåndingsdoser fra resuspenderet (ophvirvlet) materiale vil afhænge både af radionukliden, idet hver nuklid har sin specifikke ALI-værdi, og af sammenhængen mellem overfladekontamination og luftkoncentration. Denne sammenhæng er bestemt af både overfladebeskaffenhed, formen af overfladeforureningen (partikelstørrelse etc.) og dens fordeling på overfladen samt måden, på hvilken overfladen påvirkes.

Den første forenkling er at inddеле forureningen i  $\alpha$ - og  $\beta$ -emittere og pessimistisk lade disse to kategorier være repræsenteret af de mest radiotoxiske i hver gruppe (f.eks. plutonium ( $\alpha$ ) og strontium ( $\beta$ )). Den anden forenkling er at anvende kun én **resuspensionsfaktor**,  $RF$ , der er defineret som forholdet mellem luftkoncentrationen og overfladekoncentrationen. Enheden for resuspensionsfaktoren bliver derfor  $\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3} / \text{Bq} \cdot \text{m}^{-2} = \text{m}^{-1}$ . Hovedparten af eksperimentelt bestemte resuspensionsfaktorer for indendørs resuspension ligger i intervallet  $10^{-6} - 10^{-4} \text{ m}^{-1}$ .

I de fleste tilfælde vil en repræsentativ resuspensionsfaktor på  $10^{-5} \text{ m}^{-1}$  være tilstrækkelig konservativ under forudsætning af, at overfladerne ikke er for store og meget støvede. Sammenhængen mellem luftkoncentration,  $C$ , og overfladeforureningen,  $A$ , bliver da:

$$\begin{aligned} C &= RF \cdot A \\ &= 10^{-5} \text{ m}^{-1} \cdot A \end{aligned}$$

Luftkoncentrationen,  $C$ , angivet i  $\text{Bq/m}^3$  bliver altså 1/100 000 af overfladekoncentrationen angivet i  $\text{Bq/m}^2$ .

For  $\alpha$ -emittere vil DAC-værdierne typisk ligge i intervallet **0.1-10 Bq/m<sup>3</sup>**, medens de for  $\beta$ -emittere vil ligge i intervallet **100-1000 Bq/m<sup>3</sup>**. En overfladekontamination med  $\alpha$ -emittere i intervallet **0.01-1 MBq/m<sup>2</sup>** vil således ved resuspension kunne give en  $\alpha$ -luftkoncentration på 1 DAC i det nævnte interval. Tilsvarende vil en overfladekontamination med  $\beta$ -emittere i intervallet **10-100 MBq/m<sup>2</sup>** kunne give en  $\beta$ -luftkoncentration på 1 DAC.

### Eksempel 6

I et arbejdslokale er gulve og vægge forurenede med <sup>241</sup>Am. Overfladekoncentrationen,  $A$ , er  $100 \text{ kBq} \cdot \text{m}^{-2}$ . Hvis det antages, at resuspensionsfaktoren,  $RF$ , for gulv- og vægoverfladerne kan sættes til  $10^{-5} \text{ m}^{-1}$ , hvor længe kan man da arbejde i lokalet, inden dosisgrænsen overskrides?

Luftkoncentrationen,  $C_\alpha$ , beregnes af:

$$\begin{aligned} C_\alpha &= RF \cdot A \\ &= 10^{-5} \text{ m}^{-1} \cdot 100 \cdot 10^3 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-2} \\ &= 1 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3} \end{aligned}$$

For ikke at overskride dosisgrænsen, skal følgende opfyldes, jf. afsnit 5.3.3:



$$T \leq \frac{2000 \text{ h} \cdot \text{år}^{-1} \cdot \text{DAC}}{C_\alpha}$$

For  $^{241}\text{Am}$  er  $\text{DAC} = 0.13 \text{ Bq/m}^3$ . Dosisgrænsen overskrides derfor, hvis arbejdstiden overskrider:

$$\begin{aligned} T &= \frac{2000 \text{ h} \cdot \text{år}^{-1} \cdot 0.13 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}}{1 \text{ Bq} \cdot \text{m}^{-3}} \\ &= 260 \text{ h} \cdot \text{år}^{-1} \end{aligned}$$

På Risøs nukleare anlæg klassificeres områder som hvide, blå og røde strålings- og kontaminationsområder.

For  $\beta$ -aktivitet er følgende klassifikationsgrænser fastsat for overfladekontaminationen,  $A$ :

Hvidt kontaminationsområde:  $A < 100 \text{ kBq} \cdot \text{m}^{-2}$

Blåt kontaminationsområde:  $100 \text{ kBq} \cdot \text{m}^{-2} \leq A \leq 1000 \text{ kBq} \cdot \text{m}^{-2}$

Rødt kontaminationsområde:  $A > 1000 \text{ kBq} \cdot \text{m}^{-2}$

For  $\alpha$ -aktivitet er de tilsvarende klassifikationsgrænser 10 gange lavere.

For  $\gamma$ -stråling er klassifikationsgrænserne, udtrykt som effektiv dosishastighed,  $\dot{E}$ , fastsat til:

Hvidt strålingsområde:  $\dot{E} < 2.5 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$

Blåt strålingsområde:  $2.5 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1} \leq \dot{E} \leq 25 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$

Rødt strålingsområde:  $\dot{E} > 25 \mu\text{Sv} \cdot \text{h}^{-1}$

## 5.2 Beskyttelsesprincipper for intervention

ICRP's strålingsbeskyttelsessystem for erhvervsmæssigt strålingsudsatte og befolkningen består som tidligere nævnt af 3 grundregler, og systemet kan **kun** anvendes for normalsituationer (praksis). I uheldssituationer og situationer med naturlige kilder, f.eks. radon i huse ('de facto' situationer), kan dette strålingsbeskyttelsessystem **ikke** anvendes, fordi kilden allerede er til stede og er skabt af uheldet (eller af naturlige årsager). Dosisbegrænsning i sådanne situationer er kun mulig ved en eller anden form for **indgreb** (intervention), der vil **subtrahere** strålingsdoser i forhold til de facto situationen.

Iværksættelse af beredskabsforanstaltninger til undgåelse af strålingsdoser bør kun ske, hvis omkostningerne og risikoen ved deres indførelse er mindre end omkostningerne og risikoen ved de doser, som undgås ved indgrebet (retfærdiggørelse af indgrebet). Form, omfang og varighed af indgrebet vil afhænge af forholdene vedrørende det aktuelle uheld, og fastsættelsen heraf skal ske på grundlag af en optimering.

### 5.2.1 Erhvervsmæssigt strålingsudsatte

De ansvarlige for medarbejdernes sikkerhed, dvs. ledelsen på nukleare anlæg o.lign., skal have udarbejdet en beredskabsplan, som bl.a. indeholder de dosisniveauer, ved hvilke forskellige modforholdsregler og indgreb bør overvejes. Fastsættelsen af sådanne dosisniveauer (ERL, **E**mergency **R**eference **L**evel) hører under de nationale strålingsbeskyttelsesmyndigheders ansvarsområde.

Ved en **nødsituation** forstås en situation, hvor der er tale om at hjælpe personer i fare, at forhindre bestråling af et større antal personer eller at redde værdifuldt udstyr. Hvis det kan medføre overskridelse af dosisgrænserne for erhvervsmæssigt udsatte, må kun frivillige ifølge Sundhedsstyrelsen (SIS) udsættes for bestråling i en nødsituation. Arbejdstagere, der har været udsat for bestråling i en nødsituation, kan fortsætte deres sædvanlige beskæftigelse, selv om dosisgrænserne er blevet overskredet.

### 5.2.2 Befolkningen

Strålingsbeskyttelse af befolkningen efter et uheld, hvor aktivitet er blevet spredt i omgivelserne (Chernobyl etc.), eller hvor aktiviteten allerede er tilstede som følge af naturlige årsager (radon i huse) eller tidligere tiders drift ("høfde 42"), kan kun ske ved intervention (fraflytning, kassation af forurenede fødevarer etc.). Intervention vil subtrahere strålingsdoser (**undgåede doser**) i forhold til situationen uden intervention. Undgåede doser er derfor den **eneste** relevante dosisstørrelse til vurdering af, om indgrebet kan retfærdiggøres.

ICRP har fastlagt to grundlæggende principper for fastsættelse af indgrebsniveauer til beskyttelse af befolkningen:

- a) indgrebet skal være **retfærdiggjort**, således at det aktuelle indgreb vil gøre mere gavn end skade, dvs. omkostninger og risiko ved indgrebet skal være mindre end omkostninger og risiko fra de doser, der **undgås** ved indgrebet
- b) indgrebsniveauets form, omfang og varighed skal fastsættes således, at beskyttelsen **optimeres**, dvs. fortsættes til et niveau, hvor yderligere indgreb bliver dyrere end de herved yderligere undgåede doser

#### ad. a

Til forskel fra strålingsbeskyttelsessystemet for normalsituationer, hvor det er den givne praksis, der skal retfærdiggøres, er det her indgrebet, der skal retfærdiggøres.

#### ad. b

Princippet er det samme som for normalsituationer, dvs. beskyttelsesforanstaltningerne skal optimeres. **Hver** foranstaltning skal optimeres separat uafhængigt af om andre indgreb er indført. Det betyder f. eks., at det optimale niveau for kassation af én type af kontaminerede fødevarer skal fastsættes **uafhængigt** af det optimale kassationsniveau for andre typer af fødevarer.

Optimeringen af et givet (retfærdiggjort) indgreb kan f.eks. ske ved hjælp af en differentiell omkostning-nytte analyse. Er der tale om at fraflytte et forurenede område, ville dette være retfærdiggjort, hvis værdien af den undgåede dosis i et givet fraflyttet tidsrum er større end omkostningen og risikoen forbundet med fraflytningen. Med en månedlig omkostning på  $d$  (kr./måned) og en pris pr. enhedsdosis på  $\alpha$  (kr./Sv) bør fraflytning ske, hvis den undgåede dosis pr. fraflyttet tidsenhed er større end:

$$\dot{H} \geq \frac{d}{\alpha} \quad [\text{Sv/måned}]$$

Det optimale tidspunkt for tilbageflytningen vil være, når den undgåede dosis pr. fraflyttet tidsenhed er reduceret til:

$$\dot{H} = \frac{d}{\alpha} \quad [\text{Sv/måned}]$$

### Eksempel 7

Med  $d = 2000$  kr./måned og  $\alpha = 200\,000$  kr./Sv, skal området fraflyttes, hvis den akkumulerede dosis pr. fraflyttet tidsenhed i området er større end:

$$\dot{H} \geq \frac{2000 \text{ kr./måned}}{200\,000 \text{ kr./Sv}} = \underline{10 \text{ mSv/måned}}$$

Et andet indgreb er kassation af forurenede fødevarer. Med en fødevarepris på  $b$  (kr./kg) og en committet effektiv dosis fra indtag af en given nuklid i et givet fødemiddel på  $e(50)$  (Sv/Bq), vil kassationskriteriet udtrykt som undgået aktivitetsskoncentrationen,  $C$ , i dette fødemiddel blive:

$$C \geq \frac{b}{e(50) \cdot \alpha} \quad [\text{Bq/kg}]$$

### Eksempel 8

Er der tale om  $^{137}\text{Cs}$ -forurenede oksekød med  $b = 80$  kr./kg og en committet, effektiv dosis på  $e(50) = 2 \cdot 10^{-8}$  Sv/Bq, bliver kassationskriteriet lig med:

$$\begin{aligned} C &\geq \frac{80 \text{ kr./kg}}{2 \cdot 10^{-8} \text{ Sv/Bq} \cdot 200\,000 \text{ kr./Sv}} \\ &\geq \underline{20\,000 \text{ Bq/kg}} \end{aligned}$$

For fødevarer, hvis pris er omkring 10 gange lavere, som f.eks. mælk og grøntsager, blive kassationskriteriet 10 gange lavere, dvs. ca. 2000 Bq/kg.

# Litteratur

1. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS. Radiation Quantities and Units. ICRU Report 33 (1980).
2. F.H. Attix, Introduction to Radiological Physics and Radiation Dosimetry. John Wiley & Sons (1986).
3. UNITED NATIONS COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION. 1988 Report to the General Assembly, with annexes. Sources, Effects and Risks of Ionising Radiation. United Nations, New York (1988).
4. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. 1990 Recommendations. Pergamon Press (1991).
5. Bente Lauridsen, Table of Exposure Rate Constants and Dose Equivalent Rate Constants. Risø-M-2322 (1982).
6. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Evaluation of Radiation Doses to Body Tissues from Internal Contamination due to Occupational Exposure. ICRP Publication 10 (1968).
7. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers. ICRP Publication 30, Parts 1 - 4 (1978).
8. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: ICRP Publication 56, Part 1 (1990).
9. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Annual Limits on Intake of Radionuclides by Workers Based on the 1990 Recommendations. ICRP Publication 61 (1991).

---

Title and author(s)**Basic Health Physics Quantities and Principles**

Per Hedemann Jensen

---

ISBN

87-550-1832-7

ISSN

0106-2840

---

Dept. or groupSection of Applied Health Physics, Department of Safety  
Date

December 1992

---

Groups own reg. number(s)

Project/contract No.

---

Pages

42

Tables

11

Illustrations

8

References

9

---

Abstract (Max. 2000 char.)

This report gives a short description of the basic quantities and principles used in radiation protection. The 1990-recommendations from the ICRP on radiation protection principles and the updated estimated from UNSCEAR (1988) of the risks of low level radiation doses are used as reference.

The fundamental quantities to describe energy deposition from the interaction of ionising radiation with matter: kerma, exposure and absorbed dose, are defined and the relation of these quantities to radiation field quantities is described by the microscopic and macroscopic cross sections for the different interaction processes. Methods for calculation of radiation doses from both external and internal exposure are given.

The health effects of low level radiation doses in terms of deterministic and stochastic effects and the quantitative risk factors for these effects are presented. The radiation protection principles are described both for practices, which include justification of the practice, optimisation of the protection used in the practice and keeping individual doses below dose limit, as well as for intervention, which include justification of the intervention and optimisation of the intervention protection.

The report can be used as background material for students at the Technical University who carry out exercises in reactor physics and health physics at the DR 1 reactor at Risø National Laboratory.

---

Descriptors INIS/EDBBIOLOGICAL RADIATION EFFECTS; IONIZING RADIATION; RADIATION  
DOSES; RADIATION EFFECTS; RADIATION PROTECTION; RADIOACTI-  
VITY; RECOMMENDATIONS



Forskningscenter Risø udfører naturvidenskabelig og teknisk-videnskabelig forskning, der tilfører det danske samfund nye teknologiske udviklingsmuligheder, styrker erhvervslivets konkurrenceevne og bidrager til at industri-, energi- og jordbrugssektoren kan reducere deres miljøbelastninger.

Risø rådgiver myndighederne om nukleare forhold.

Forskningen indgår i nationale og internationale forskningsprogrammer og lignende samarbejder. Tyngden ligger på grundlæggende forskning, strategisk forskningssamarbejde og markedsstyrede opgaver.

Forskningen sker inden for programområderne:

- Industrielle materialer
- Nye funktionelle materialer
- Optik og sensorsystemer
- Planteproduktion og stoff kredsløb
- Systemanalyse
- Vindenergi og atmosfæriske processer
- Nuklear sikkerhed

Universiteter, forskningsinstitutioner, teknologiske institutter og erhvervsvirksomheder er vigtige samarbejdspartnere for Risø.

Ph.d.-uddannelse af unge forskere og post doc-programmer er en central del af Risøs virksomhed.

ISBN 87-550-1832-7  
ISSN 0106-2840

Rekvireres fra

Forskningscenter Risø  
Afdelingen for Informationsservice  
Postboks 49  
4000 Roskilde  
Telefon 4677 4004  
risoe@risoe.dk  
Fax 4677 4013  
Website risoe.dk